



Институт проблем безопасного развития атомной энергетики
Российской академии наук



СБОРНИК ТЕЗИСОВ

XXIII

НАУЧНОЙ ШКОЛЫ МОЛОДЫХ УЧЕНЫХ





**ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИЙСКОЙ АКАДЕМИИ НАУК**

**СБОРНИК ТЕЗИСОВ XXIII НАУЧНОЙ
ШКОЛЫ МОЛОДЫХ УЧЕНЫХ
ИБРАЭ РАН**

14—15 мая 2024 г.

Москва, 2024

УДК 621.039
ББК 314
С23

Сборник тезисов XXIII научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН, проходившей 14—15 мая 2024 г. / под общ. ред. акад. РАН Л. А. Большова ; Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук. — М. : ИБРАЭ РАН, 2024. — 98 с. : ил. (в пер.).

Настоящий сборник содержит тезисы работ, представленные на XXIII научной школе молодых ученых ИБРАЭ РАН, проходившей 14—15 мая 2024 года. Авторами являются студенты, аспиранты и молодые специалисты, обучающиеся и работающие в ИБРАЭ РАН, а также участники из других организаций, работающие по смежным направлениям. Тематика представленных докладов перекрывает большую часть научных направлений, развиваемых в Институте. Они посвящены проблеме тяжелых аварий на АЭС, экологическим проблемам атомной энергетики, методам математического моделирования, вероятностному анализу безопасности, информационным технологиям и экономике энергетики.

ISBN 978-5-907375-18-5

Abstracts of the XXIII Scientific School of IBRAE RAN Young Scientists, held May 14—15, 2024. / Ed. by L. A. Bolshov ; Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (IBRAE RAN). — Moscow : IBRAE RAN, 2024. — 98 p. : ill. (bound)

This volume contains abstracts of reports presented at the XXII Conference of IBRAE RAN Young Scientists, held May 14—15, 2024. The authors are students, postgraduate students and young specialists learning and working at the Nuclear Safety Institute as well as participants from other institutes working in adjacent directions. The presented reports cover the most part of scientific activity aspects of the Institute. They are devoted to the problem of severe accidents at NPP, ecological problems, numerical modeling methods, probabilistic safety analysis, information technologies, and economics of energy industry.

ISBN 978-5-907375-18-5

© ИБРАЭ РАН, 2024
© Коллектив авторов, 2024

Содержание

Александрова Т.А.

Разработка рекомендаций по практическому применению критериев классификации удаляемых РАО в редакции Постановления Правительства Российской Федерации от 29.10.2022 № 1929 "О внесении изменений в постановление Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. № 1069" 7

Антропов А.С., Стегайлов В.В.

Машинно-обученный потенциал межатомного взаимодействия для нитрида урана 10

Артемов Г.Д.

Преобразование бентонитовой глины хакасского месторождения «10-й Хутор» в результате микробной активности 11

Ахмедов И.С., Рыжов Н.И.

Анализ порогового эффекта в расчетах аварии типа LOVA по программе для ЭВМ СОКРАТ-B1/B2 на упрощенной модели ИТЭР 12

Бриткина В.С.

Особенности расчетов неаналоговым методом Монте-Карло модели установки управляемого термоядерного синтеза 14

Бутаков Н.Ю., Рубинштейн К.Г., Игнатов Р.Ю.

Комплексная система гидрометеорологического прогноза: реализация для района Северного морского пути и верификация результатов расчетов 16

Вишняков Е.А.

Моделирование ТВС с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем с использованием отечественного CFD-кода ЛОГОС 18

Воривончик М.В.

Разработка программного кода для расчета миграции трития в технологических системах установок управляемого термоядерного синтеза 20

Горлов Е.А.

Исследование поведения радиоактивных продуктов деления в защитной оболочке при тяжелой аварии на примере серии экспериментов Phebus-FP 21

Делова М.И.

Подход к применению нейронных сетей для предварительного прогнозирования результатов расчетов тяжелой аварии в рамках задач аварийного реагирования 23

Зеленина Д.А., Сафонов А.В., Мальцев А. Е.

Моделирование поведения урана в солоноватых озерах на примере озера Иссык-Куль 25

Иваницкая Е.С.

Сравнение диспрозия и гадолиния в качестве выгорающего поглотителя в реакторе ВВЭР 26

Игнатьев И.А.

Расчет тестовой модели ИТЭР с целью верификации кода ODETTA-F 28

Казаков А.Д., Борисов А.Г., Рябухин А.Д.

Исследование газопроницаемости компактированных глинистых буферных материалов для решения задач захоронения РАО 29

Казиева С.Т.

Построение наиболее вероятных путей образования радионуклидов в алгоритме программы TRACT для оценки неопределенности содержания радионуклидов 31

Камбаров Н.М.

Разработка аналитического метода расчета надежности и прогнозирования ресурсных характеристик элементов РУ 33

<i>Катаев Е.В.</i> Оценка радиационной безопасности при обосновании выбора сценария вывода из эксплуатации радиационно опасного объекта с применением программного комплекса КОРИДА	34
<i>Ковешников К.С.</i> Оценка влияния эффекта "фокусировки" потока тепла на проплавление боковой стенки устройства для сбора топлива РУ с натриевым теплоносителем с использованием моделей кода HEFEST	36
<i>Колотинский Д.А., Николаев В.С.</i> Формирование и растворение пористого слоя магнетита в контакте со свинцово-висмутовой эвтектикой: локально равновесный термодинамический подход	38
<i>Коняев П.А.</i> Расчетное обоснование размещения постов АСКРО в арктической зоне Российской Федерации с учетом движения судов с ЯЭУ	39
<i>Королева Т.А., Роцин М.О.</i> Влияние развития набухания на микробную активность в компактированных бентонитах при захоронении РАО	12
<i>Кулиш Е. С.</i> К вопросу о проблеме оценки ядерной безопасности пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов	43
<i>Лиджиев Е.А.</i> Экспериментальное исследование распространения парового взрыва при распаде струи и между отдельными каплями расплава	45
<i>Лобанов В.А.</i> Анализ методов и технологии для моделирования объектов ядерной энергетики	46
<i>Лобашев Е.А., Фоминых Н.А., Антропов А.С.</i> Расчёт свободных энергий образования точечных дефектов с учетом ангармонических эффектов: пример нитрида урана	48
<i>Лунов Д.М., Рукавичникова А.А.</i> Цифровой двойник подземной исследовательской лаборатории на этапе ее сооружения: сложности и преимущества	50
<i>Михайлова П.С.</i> Метод молекулярной динамики для исследования свойств поверхности материалов ИББ в условиях размещения РАО	52
<i>Молотова И.А., Ямщикова Л.В.</i> Закономерности охлаждения высокотемпературных металлических образцов, моделирующих толерантное топливо АЭС	54
<i>Никулин А.С.</i> Моделирование течения однофазной и двухфазной среды с помощью кода OpenFoam	56
<i>Острижний Д.А.</i> Изучение теплофизических свойств компактированных глинистых материалов инженерных барьеров безопасности применительно к проблеме захоронения РАО	58
<i>Панова Д.В.</i> Формирование системы групповых констант для нейтронно-физических расчетов активных зон реакторов типа БН на основе РОСФОНД-2020.2	60
<i>Петрова М.Н.</i> Разработка системного теплогидравлического кода HYDRA-IBRAE/MSL для моделирования жидкосолевых реакторов	61

<i>Пиллюгин Л.С., Антропов А.С.</i> Обобщенная энергия дефекта упаковки в монокристалле урана: сравнение трех моделей межатомного взаимодействия	64
<i>Попова Н.М.</i> Мультифакторное моделирование вклада биогеохимических процессов в миграции урана в подземных водах вблизи хранилищ РАО при комплексном загрязнении	66
<i>Потапов В.С.</i> Результаты моделирования кампании реактора со свинцовым теплоносителем с использованием кода ЕВКЛИД/V1	67
<i>Рукавичникова А.А., Кизуб П.А., Киселев Г.Р.</i> Опыт использования штрафных функций при оптимизации толщины защиты от загрязненного пола	68
<i>Сердечная В.А.</i> Оценка объемов РАО, образующихся при выводе из эксплуатации блоков АЭС	70
<i>Смирнов К.Д.</i> Анализ фильтрационных потоков на участке Енисейский с учетом неопределённости параметризации трещиноватости среды	72
<i>Смольников Н.В., Аникин М.Н., Лебедев И.И.</i> Применение эволюционного алгоритма для профилирования неравномерности распределения энерговыведения в активной зоне исследовательского ядерного реактора	74
<i>Соболев Д.А.</i> Моделирование выщелачивания боросиликатного стекла в присутствии бентонита	76
<i>Сошников В.М., Бриткина В.С., Кулиш Е.С.</i> Разработка и верификация расчетной модели реактора ВВЭР-1000 в целях моделирования нейтронных полей, усредненных по всему сроку эксплуатации реакторной установки	78
<i>Сушков В.В.</i> Разработка расчетной модели оценки значений доз облучения населения при ингаляционном поступлении с учетом гранулометрического состава	80
<i>Тарганов И.Е., Рагулин И.Ю., Никулин А.С.</i> Оценка скорости выхода микро- и макрокомпонентов из органических сред при нарушении нормальной эксплуатации на объектах ядерного топливного цикла	82
<i>Татарина А.С., Ждамиров Д.Д.</i> Сельское хозяйство 4.0 как потенциальный драйвер развития возобновляемых источников энергии в России	83
<i>Терентьева А.С.</i> Социальные аспекты введения ценовых зон теплоснабжения	85
<i>Тонян И.Р., Семенкова А.С., Романчук А.Ю., Свительман В.С., Калмыков С.Н.</i> Подходы к моделированию сорбции цезия и стронция	87
<i>Халиков Р.С.</i> Верификация и валидация кода нуклидной кинетики TRACT-F для оценки радиационных характеристик конструкционных материалов установок УТС	88
<i>Хинкоян Г.В., Николаев В.С.</i> Описание поведения кислорода в вихревом потоке расплава свинца: многомасштабный атомистический подход	90
<i>Ширкова Д.Е., Терехова А.М.</i> Анализ вклада изотопов кюрия в радиоактивность ОЯТ	92
<i>Ширнин М.Ю., Титкова Л.Д., Аракелян А.А., Смирнов К.Д.</i> Оценка эффективности геотехнических сооружений для обеспечения долговременной безопасности в районе расположения хвостохранилища	93

<i>Ширяев Д.В.</i>	
Численное моделирование тепломассообмена в регулярной ячейке ТВС с ТЖМТ методом LES	95
<i>Шурыгин Р.Е.</i>	
Разработка интегрированного расчетного трехмерного кода на базе нейтронно-физического, теплогидравлического и термомеханического кодов	96
<i>Ярмак А.М.</i>	
Особенности наработки тяжелых изотопов для РИТЭГ	97

Разработка рекомендаций по практическому применению
критериев классификации удаляемых РАО в редакции
Постановления Правительства Российской Федерации от
29.10.2022 № 1929 "О внесении изменений в постановление
Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г.
№ 1069"

Александрова Т.А., научный сотрудник ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.т.н. заведующий отделением ИБРАЭ РАН Уткин С.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 276-20-00 доб.4-91, эл. почта: aleksandrova_ta@ibrae.ac.ru

С момента вступления в силу Постановление Правительства Российской Федерации от 19.10.2012 № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов» (ПП 1069) [1] являлось базовым документом функционирования ЕГС РАО, так как оно определяет основу системы обращения с РАО, критерии отнесения отходов в различных агрегатных состояниях к РАО, а также лежит в основе планирования и финансирования деятельности по захоронению РАО.

С момента принятия ПП 1069 [1] необходимость его корректировки неоднократно обсуждалась специалистами отрасли, в том числе на научно-техническом совете (НТС) № 10 «Экология и радиационная безопасность» Госкорпорации «Росатом» и его секциях, а также внутриотраслевых конференциях [3]. Среди критичных недостатков критериев классификации удаляемых РАО, установленных ПП 1069, отмечались следующие [4]:

- возможное отнесение к более высоким классам РАО за счет содержания радионуклидов с малым периодом полураспада;
- критерии классификации РАО установлены на основании типов распада и периодов полураспада радионуклидов, таким образом, используются единые численные критерии для принципиально различных по опасности;
- в отношении ОЗИИИ используются категории опасности, что учитывает только активность радионуклидов;
- определенные численные границы по активности большого количества радионуклидов вводили в заблуждение о возможности формирования таких же простых критериев приемлемости РАО для захоронения, а также порождали противоречия между соотношениями активности отдельных радионуклидов, определенными исходя из соображений радиационной защиты, и их соотношениями в реальных РАО.

При внесении изменений в критерии классификации удаляемых РАО необходимо было учитывать влияние классификации сразу на несколько процессов, в первую очередь таких, как финансирование деятельности по сооружению, эксплуатации и закрытию ПЗРО, формирование исходных данных для проектирования ПЗРО (включая разработку критериев приемлемости РАО для захоронения), корректное определение класса РАО в текущих условиях расчетно-экспериментального обеспечения процесса паспортизации. Поскольку в настоящий момент наиболее проработанным является подход МАГАТЭ, изложенный в документе GSG-1 [5], он был также заложен в основу измененных критериев классификации удаляемых РАО. В рамках данного документа классы РАО соотнесены с типами пунктов захоронения, которые предполагается использовать для захоронения тех или иных категорий РАО.

Для внесенных изменений в критерии классификации удаляемых РАО характерно следующее.

- Количество классов РАО не изменилось.
- Критерии классификации больше не устанавливают ограничений на значения критериев приемлемости РАО для захоронения.

– Критериями классификации устанавливается, что РАО, относимые к определенному классу, должны соответствовать частным критериям приемлемости РАО для захоронения.

– Исключена неоднозначность отнесения РАО к конкретному классу за счет установления последовательности применения критериев классификации (от «менее опасного» класса к «более опасному»).

– Определена четкая граница по энерговыделению между классами 1 и 2.

– Значения удельной активности в критериях классификации установлены только для долгоживущих радионуклидов, при этом альфа-излучающие и трансурановые радионуклиды были объединены в одну группу.

Для удобства адаптации эксплуатирующих организаций к применению измененных критериев классификации РАО, в 2023 году в ИБРАЭ РАН был разработан проект Единых отраслевых методических указаний по установлению классов РАО для захоронения с применением критериев, утвержденных постановлением Правительства Российской Федерации от 29.10.2022 № 1929 (ЕОМУ).

Проект ЕОМУ прошел согласование с предприятиями, в результате деятельности которых образуются РАО, ФГУП «НО РАО», а также Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор). Окончательная редакция ЕОМУ утверждена и введена в действие приказом Госкорпорации «Росатом» от 31.01.2024 № 1/148-п. В рамках доклада будет представлена история процесса внесения изменений в критерии классификации удаляемых РАО, установленных ПП 1069, и создания ЕОМУ по установлению классов РАО для захоронения.

Литература

1. Spent Fuel Reprocessing Options. IAEA-TECDOC-1587. IAEA, Vienna, 2008. 144 p.
2. О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериям классификации удаляемых радиоактивных отходов: Постановление Правительства Российской Федерации от 19.10.2012 № 1069.
3. Об использовании атомной энергии: Федеральный закон от 21.11.1995 № 170-ФЗ.
4. Решение научно-технического семинара «Организационное и правовое обеспечение двух систем: СГУК РВ и РАО и ЕГС РАО», 2-7 сентября 2019 г.
5. Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации: Федер. закон от 11.07.2011 № 190-ФЗ.

Машинно-обученный потенциал межатомного взаимодействия для нитрида урана

Антропов А.С., Стегайлов В.В.

Объединённый институт высоких температур РАН
Московский физико-технический институт (НИУ)

тел.: (495) 485-85-45, эл. почта: antropov@phystech.edu

Модуль MFPR для расчета выхода газовых продуктов деления (ГПД) наиболее детально среди аналогов учитывает диффузионные процессы в топливе [1]. Однако для реализации этого преимущества, необходимы точные модели этих процессов с предсказательной способностью. В силу небольшого количества экспериментальных данных о диффузии ГПД в топливе именно первопринципные атомистические расчеты могут уточнить модели диффузии.

Однако расчеты на основе теории функционала плотности (DFT) слишком дороги с точки зрения вычислительного времени и непригодны для моделирования протяженных дефектов (дислокаций, межзеренных границ или пузырьков в решетке), а также для расчета свойств точечных дефектов при высоких температурах, когда гармоническое приближение перестает быть достаточно точным. С другой стороны, классические типы моделей межатомного взаимодействия недостаточно гибкие, чтобы обеспечивать близкую к DFT точность предсказания энергии системы. Оптимальным решением могут стать машинно-обученные модели потенциалов, которые способны аппроксимировать зависимость потенциальной энергии от координат атомов с высокой точностью, но при этом сопоставимы по скорости с классическими моделями.

СНУП-топливо является одним из главных претендентов на топливо для реакторов на быстрых нейтронах. При этом количество экспериментальных данных для СНУП-топлива намного меньше, чем для оксидного топлива, и в связи с этим моделирование из первых принципов становится особенно актуальным. В этой работе представлен машинно-обученный потенциал типа SNAP [2] для монокристалла урана (UN). В модель включен один тип продуктов деления (Xe). Потенциал SNAP использует биспектральные коэффициенты в качестве признаков (дескрипторов) и линейную регрессию. Эти особенности, а также возможность проводить расчеты с моделью SNAP на GPU делает этот потенциал одним из самых быстрых машинно-обученных потенциалов.

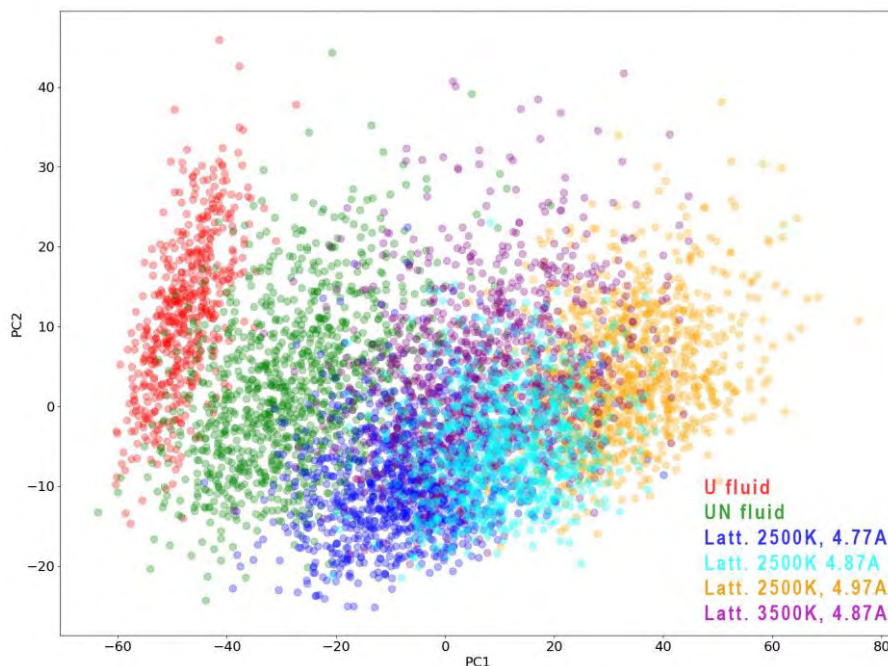


Рис. 1. Представление обучающей выборки по методу главных компонент в пространстве дескрипторов. Конфигурации без миграции дефектов.



Рис. 2. Представление обучающей выборки по методу главных компонент в пространстве дескрипторов. Конфигурации с мигрирующим дефектом полученные двумя методами: метадинамикой и смещением атомов из метода упругой ленты.

В отличие от большинства работ по созданию потенциалов на основе DFT данных, для оценки точности потенциала используются не только результаты расчетов при нулевой температуре, но и непосредственно температура плавления монокристалла урана. Для улучшения описания температуры плавления применяется гибкая настройка весов конфигураций в обучающей выборке. Для улучшения точности описания энергий миграции дефектов применяются методы расширения фазового пространства конфигураций. Один из них — метадинамика с активным обучением для отбора конфигураций. Другой использованный метод — искусственное создание структур, соответствующих миграции дефекта путем добавления случайных смещений к конфигурациям из метода упругой ленты. Показано, что второй метод эффективнее улучшает описание миграции дефектов при равных вычислительных затратах.

Разработанный потенциал описывает энергии образования и миграции дефектов, а также температуру плавления лучше существующих классических моделей EAM [3] и ADP [4] для монокристалла урана. На основе разработанных методов можно обобщить модель потенциала для СНУП топлива и для большего числа продуктов деления.

Литература

1. Tarasov V. I., Ozrin V. D., Veshchunov M. S. Simulation of radioactive fission gas release from defective PWR fuel rod using the MFPR/R mechanistic code //Journal of Nuclear Materials. – 2023. – Т. 583. – С. 154536.
2. Wood M. A., Thompson A. P. Extending the accuracy of the SNAP interatomic potential form //The Journal of chemical physics. – 2018. – Т. 148. – №. 24. – С. 241721.
3. Kocevski V. et al. Development and application of a uranium mononitride (UN) potential: Thermomechanical properties and Xe diffusion //Journal of Nuclear Materials. – 2022. – Т. 562. – С. 153553.
4. Tseplyaev V. I., Starikov S. V. The atomistic simulation of pressure-induced phase transition in uranium mononitride // Journal of Nuclear Materials. – 2016. – Т. 480. – С. 7-14.

Преобразование бентонитовой глины хакасского месторождения «10-й Хутор» в результате микробной активности

Артемиев Г.Д.

Научные руководители: к.т.н., с.н.с Болдырев К.А., к.х.н., в.н.с. Сафонов А.В.

тел: +7(985)463-21-96, эл.почта: artemyev56@gmail.com

Глинистые материалы, благодаря своим высоким противofiltrационным и иммобилизационным свойствам, играют важную роль при создании инженерных барьеров безопасности на радиационно-опасных объектах. При выборе материалов глинистых барьеров необходимо учитывать ряд факторов, способных повлиять на их эволюцию в условиях пункта захоронения РАО. Одним из факторов являются биологические процессы, которые могут инициировать изменения минерального и элементного состава глин, что в конечном итоге может повлиять на изменение противofiltrационных и иммобилизационных свойств ИББ. Процесс биологического выветривания глин на данный момент мало изучен, однако на основе имеющихся литературных данных известно, что интенсивность его протекания зависит от элементного и минерального состава глин, их способности к катионному обмену. Немалую роль играют минеральные ассоциации, входящие в состав самих глинистых материалов, так, одним из основных факторов биогенного преобразования глинистых минералов является выщелачивание железа [1], Биогенное выщелачивание железа, провоцирующее дефицит положительного заряда слоя в богатом катионами (Fe, Mg, Na, Ca, K, NH₄) каолините приводит к преобразованию последнего в смектит [2]. Подобного рода процессы способны привести к разрушению глинистых минералов и образованию аморфного кремнезема.

Целью данной работы является оценка биогенного изменения бентонитовой глины в физико-химических условиях, моделирующих условия площадки Енисейский (Красноярский край), где планируется пункт глубинного захоронения радиоактивных отходов. В качестве источника микробиоты служили сами глинистые материалы, а также отобранные ранее аборигенные подземные воды. Объектом исследования была бентонитовая глина месторождения «10-й Хутор» (республика Хакасия), содержащая (масс.%): кварц – 12, монтмориллонит – 71, каолинит – 4, иллит – 1, калиевый полевой шпат – 4, плагиоклазы – 5, кальцит – 3. В экспериментах использовалась подземная вода, отобранная из скважин площадки «Енисейский», составом (мг/л): HCO₃⁻ – 176, CO₂⁻ – 12,4, K⁺ – 2,1, Na⁺ – 57,3, Mg²⁺ – 11,4, Ca²⁺ – 12,2, Cl⁻ – 18,7, SO₄²⁻ – 2,6, NO₃⁻ – 3. Эксперименты проводились без добавления дополнительных источников органических веществ и других доноров электронов.

По данным рентгенофазового анализа в результате эксперимента обнаружено изменение межплоскостного расстояния монтмориллонита, снижение его количества, а также снижение количества иллита и каолинита, что также подтверждается данными термогравиметрического анализа. После взаимодействия глин и микробного сообщества методами кислотного вскрытия и мессбауэровской спектроскопии замечено уменьшение общего железа в образце, а также изменение распределения форм железа. Методом сканирующей электронной микроскопии обнаружены новые минеральные фазы биологического происхождения. Образовавшиеся восстановительные условия в процессе эксперимента, а также процесс микробной железоредукции привели к осаждению фаз сульфида железа, а появившийся в процессе микробного дыхания углекислый газ привел к образованию карбонатных фаз. На основании полученных данных было проведено термодинамическое моделирование процесса биологического выщелачивания с использованием расчетного кода PHREEQC и базы данных Inl.dat.

Полученные результаты говорят о возможности протекания процессов биогенного выветривания глинистых материалов в условиях ПГЗРО. Увеличение интенсивности микробных процессов можно ожидать за счет попадания продуктов коррозии стали, растворения фосфатного стекла и бетонов, а также с источников азота, образовавшихся в результате использования взрывчатых веществ при горно-проходных работах. Биогенное выветривание необходимо учитывать при долговременной локализации радиоактивных отходов и снижать его интенсивность путём введения биоцидных добавок или использования компактизированных глин.

Литература

1. Zhang G., Dong H., Kim J. & Eberl D. (2007) Microbial reduction of structural Fe³⁺ in nontronite by a thermophilic bacterium and its role in promoting the smectite to illite reaction. *American Mineralogist*, 92, 1411–1419.
2. Cuadros, J. (2017). Clay minerals interaction with microorganisms: A review. *Clay Minerals*, 52(2), 235-261. doi:10.1180/claymin.2017.052.2.05

Анализ порогового эффекта в расчетах аварии типа LOVA по программе для ЭВМ СОКРАТ-B1/B2 на упрощенной модели ИТЭР

Ахмедов И.С., Рыжов Н.И.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-22-73, эл. почта: akhmedov_ilver@ibrae.ac.ru

В настоящий момент анализ неопределенности получаемых результатов является неотъемлемой частью детерминистического анализа безопасности АЭС в России [1]. Дополнительно к этому в современных требованиях МАГАТЭ [2] указано, что при анализе аварий на АЭС необходимо выполнять анализ чувствительности с целью выявления пороговых эффектов. Можно предположить, что аналогичные требования будут применяться и к проблематике анализа безопасности термоядерных установок типа токамак. По результатам анализа чувствительности [3] задачи [4], в которой рассматривается авария LOVA (loss of vacuum accident) на упрощенной модели ИТЭР, вызванная разгерметизацией проходки, соединяющей вакуумную камеру (ВК) и помещение байпаса (ПБ), была обнаружена возможность возникновения порогового эффекта. Данная работа является продолжением исследования [3], поэтому для анализа чувствительности используется ранее разработанная модель для программы для ЭВМ СОКРАТ-B1/B2. Целью исследования является определение входных параметров, варьирование которых приводит к возникновению порогового эффекта.

В анализе чувствительности времени обращения потока и скорости обратного течения среды из ПБ внутрь ВК к входным параметрам задачи, результаты которого представлены в работе [3], были использованы два подхода. Подход с варьированием одного параметра за раз (ОАТ – англ. «one at the time») показал наличие порогового эффекта, связанного с площадью проходного сечения предохранительного клапана (ПК): при превышении предельного значения наблюдается увеличение числа срабатываний ПК с двух до трех (в 175 расчетах из 1000). Дополнительное открытие ПК сокращает время от исходного события до начала обратного течения (приводящего к потенциальному выходу радиоактивных веществ в ПБ) на ~20%. При варьировании всех параметров за раз (ААТ – англ. «all at the time») пороговый эффект наблюдается с большей частотой (в 330 расчетах из 1000), что может быть обусловлено комбинированным влиянием варьируемых параметров на результат расчета.

Для определения возможного комбинированного влияния варьируемых параметров на возникновение порогового эффекта проведена отдельная серия Монте-Карло расчетов с матрицей случайных значений из предыдущего исследования и фиксированным значением площади сечения ПК, равным среднему арифметическому из диапазона возможных значений. Анализ показал, что доля расчетов с тремя открытиями ПК увеличилась (431 расчет из 1000), по сравнению с ААТ анализом, проведенным в [3]. Из этого следует, что наличие порогового эффекта связано не только с параметром определенным при ОАТ анализе.

В связи с этим возникла необходимость уточнения перечня параметров, определяющих наличие порогового эффекта. Для удобства анализа третье открытие ПК обозначим условно как «отказ». В качестве меры чувствительности возникновения отказа к неопределенным входным параметрам в статье [5] предлагается использовать нормированный на единицу интеграл модуля разности безусловной и условной функций плотности вероятности (ф. п. в.) входных параметров. Условная ф. п. в. относится к реализации с отказом. На данном этапе выполнено только качественное сравнение полученных ф. п. в. (рис. 1), но даже это позволяет сделать выводы о чувствительности «отказа» к трем входным параметрам: объем ВК, объем ПБ и давление окружающей среды.

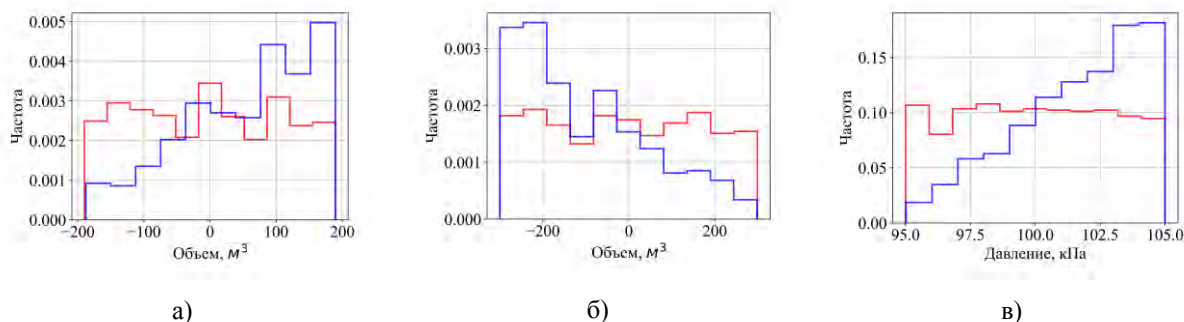
На основе проведенных исследований можно сформулировать следующие выводы:

- анализ чувствительности с подходом ОАТ может приводить к ошибочным выводам о чувствительности расчётных моделей с множеством входных параметров. Несмотря на это, при оценке соответствия отклика модели физике процессов анализ ОАТ является наиболее подходящим и легко интерпретируемым;

- анализ результатов расчетов подтверждает обоснованность рекомендаций МАГАТЭ к проведению анализа чувствительности [2]: при анализе чувствительности многопараметрических систем необходимо использовать подход ААТ для учета возможного комбинированного влияния входных параметров на

результаты расчета;

- необходимо ответственно подходить к постановке задачи анализа чувствительности, к выбору и обоснованию параметров варьирования. Поскольку исключением даже одного входного параметра из перечня рассматриваемых при анализе неопределенности и чувствительности можно получить более неблагоприятный результат при анализе безопасности (для проектных аварий – более реалистичный, для запроектных аварий – более консервативный).



а) Объем ВК; б) Объем ПБ; в) Давление окружающей среды

— расчеты с отказом; — все расчеты;

Рис.1 – Сравнение условной и безусловной ф. п. в. входных параметров

Литература

1. НП-001-15. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций», 2015.
2. Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants Specific Safety Guide. IAEA Safety Standards Series No. SSG-2 (Rev. 1). – Vienna: IAEA, 2019.
3. И.С. Ахмедов, Н.И. Рыжов, Т.А. Юдина, К.С. Долганов, А.Е. Киселев, Анализ аварии с потерей вакуума на ИТЭР с использованием интегральной программы для ЭВМ СОКРАТ-B1/B2, ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2023, т. 46, вып. 2.
4. Honda T., Bartels H.-W., Merrill B., Inabe T. et al. Analyses of loss of vacuum accident (LOVA) in ITER. – Fusion Engineering and Design, 2000, vol. 47, p. 361—375.
5. Sinan Xiao, Wolfgang Nowak, Reliability sensitivity analysis based on a two-stage Markov chain Monte Carlo simulation, Aerospace Science and Technology 130 (2022) 107938, 2022.

Особенности расчетов неаналоговым методом Монте-Карло модели установки управляемого термоядерного синтеза

Бриткина В.С., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: Кизуб П.А., н.с. ИБРАЭ РАН

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: 8 (495) 955 23 89, эл. почта: britkina@ibrae.ac.ru

В настоящее время ведутся расчетные и экспериментальные исследования перспективных материалов конструктивных узлов установок управляемого термоядерного синтеза (УТС). Выбор материалов основывается на анализе прогнозируемой радиационной обстановки вблизи облученных конструкций из данных материалов, оценки радиационных повреждений материалов [1, 2] и возможного объема накопленных РАО. В связи с этим, возникает необходимость проведения нейтронно-физических расчетов установок УТС, представляющих собой сложные гетерогенные системы. Учесть неоднородности геометрии и материалов позволяют прецизионные расчеты с использованием, например программ, реализующих методы Монте-Карло (MCU-FR [3]). Такие расчеты характеризуются статистической ошибкой, которая обратно пропорциональна квадратному корню из числа моделируемых частиц. Для уменьшения дисперсии результата при том же самом времени счета применяют неаналоговый метод Монте-Карло, который реальную плотность вероятности для розыгрыша фазовых координат частиц заменяют смещенной, исходя из ценности частицы с точки зрения детектирования, либо искусственно увеличивает число частиц с введением веса частицы для сохранения общего математического ожидания и тем самым уменьшает время вычисления при той же достигаемой точности.

Целью данной работы является апробация неаналогового метода Монте-Карло в расчетах плотности потока нейтронов в материалах токамака с реакторными технологиями (ТРТ) для обоснования целесообразности его применения в задачах радиационной защиты других установок УТС.

Рассматриваемая в данной работе модель ТРТ [4] разработана в формате Монте-Карло программы MCU-FR и схематично изображена на рисунке 1 [5]. В данной модели источник излучения термоядерных нейтронов (плазма) с энергией 2,45 МэВ представляет собой цилиндр диаметром 114 см, вокруг которого задаются цилиндрические слои, имитирующие основные конструктивные узлы установки в радиальном направлении. К ним относятся первая стенка (ПС), вакуумная камера (ВК), радиационная защита вакуумной камеры (РЗ ВК), криостат и бетонная радиационная защита (РЗ). Пространство между РЗ ВК и криостатом моделируется в виде смеси стали и воздуха в виду наличия в этой области магнитных катушек, экваториальных портов и др. металлических конструкций. Таким образом, радиационная защита состоит из следующих материалов: стали (в составе ПС, корпуса ВК, РЗ ВК и криостата), бериллия и бронзы (в составе ПС), вольфрама и карбида бора (в составе РЗ ВК), борированной воды (заполняющей пространство между стенками корпуса ВК) и бетона в составе РЗ.

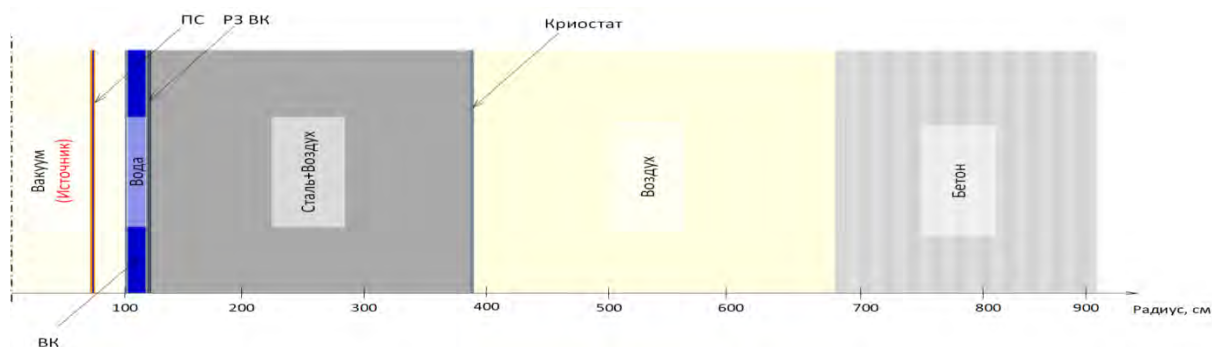


Рис. 1 – Половина осевого разреза одномерной модели установки ТРТ

В каждом слое описанной модели оценивалась плотность потока нейтронов аналоговым и неаналоговым (с использованием геометрического расщепления и/или русской рулетки) методами Монте-Карло. Для расчета функции ценности использовался метод Купера и Ларсена [6], согласно которому для сохранения статистики по всей рассматриваемой области фазового пространства вес частицы в каждой ячейке фазового пространства должен быть прямо пропорционален плотности потока

в ней. Тогда ценность частицы обратна пропорциональна плотности потока в ячейке и вычисляется по формуле:

$$I_i = \frac{\Phi_{i-1}}{\Phi_i} * I_{i-1}, \quad (1)$$

где Φ_i, I_i — плотность потока и ценность нейтронов в i -й зоне, Φ_{i-1}, I_{i-1} — плотность потока и ценность нейтронов в $i-1$ -й зоне, примыкающей к i -й зоне со стороны источника.

Плотности потока для ценностей были получены из аналогового расчета.

Относительные среднеквадратичные отклонения результатов расчета плотности потока нейтронов в зависимости от радиуса модели, полученных с помощью аналогового и неаналогового моделирования, представлены на рисунке 2.

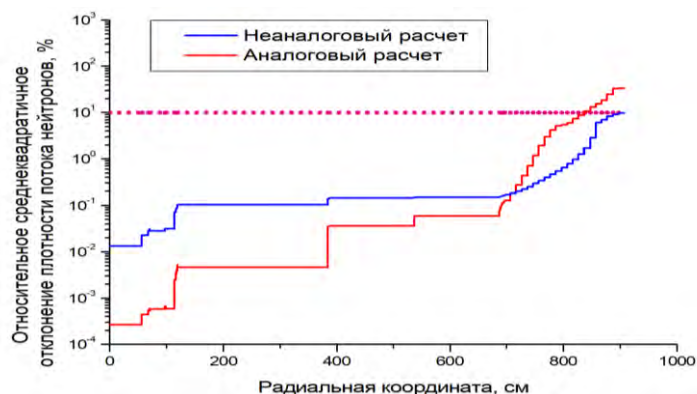


Рис.2 – График зависимости относительного среднеквадратичного отклонения вычисленных аналоговым и неаналоговым методом Монте-Карло плотностей потока нейтронов от радиуса модели

Согласно полученным результатам, неаналоговый метод оказался эффективнее: начиная с 7 метров модели, где частиц источника недостаточно для получения точного результата при заданном времени счета, среднеквадратичное отклонение оказалось меньше при меньшем в 16 раз времени счета. Так, в последнем метре рассмотренной модели многослойной защиты толщиной 9 м аналоговый метод дал результаты с относительным среднеквадратичным отклонением 10-30%, в то время как неаналоговым методом достигнуты отклонения в этой области меньше 10% при том же самом времени счета. Кроме того, в работе показано, что результаты расчета данной задачи, полученные аналоговым и неаналоговым методами, совпадают между собой в пределах статистической погрешности, что свидетельствует о несмещенности результатов неаналогового моделирования.

Таким образом, проведенные исследования демонстрируют эффективность и необходимость применения неаналогового Монте-Карло метода в нейтронно-физических расчетах больших и конструкционно емких системах, в том числе перспективных установок УТС.

Литература

1. Linke J. et al. Challenges for plasma-facing components in nuclear fusion. — Matter and Radiation at Extremes, 2019, vol. 4, № 5, p. 056201.
2. Khripunov V. First wall material damage induced by fusion-fission neutron environment. — Fusion Engineering and Design, 2016, vol. 109—111, p. 7—12.
3. Гуревич М. И. и др. Характерные особенности MCU-FR //Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. – 2016. – №. 5. – С. 17-21.
4. Красильников А. В. и др. Токамак с реакторными технологиями (TRT): концепция, миссии, основные особенности и ожидаемые характеристики //Физика плазмы. – 2021. – Т. 47. – №. 11. – С. 970-985.
5. Гуревич М. И. и др. Характерные особенности MCU-FR //Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. – 2016. – №. 5. – С. 17-21.
6. Мазуль И. В. и др. Обращённые к плазме компоненты токамака TRT //Физика плазмы. – 2021. – Т. 47. – №. 12. – С. 1103-1122.
7. M. A. COOPER and E. W. LARSEN, “Automated Weight Windows for Global Monte Carlo Particle Transport Calculations,” Nucl. Sci. Eng., 137, 1 (2001).

Комплексная система гидрометеорологического прогноза: реализация для района Северного морского пути и верификация результатов расчётов

Бутаков Н.Ю., Рубинштейн К.Г., Игнатов Р.Ю.

Научный руководитель: д.ф.-м.н. зав. лаб. ИБРАЭ РАН Рубинштейн К.Г.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (953) 371-08-13, эл. почта: butakov@ibrae.ac.ru

С отступлением морских льдов Арктика становится все более доступной для судоходства - всё большее значение имеет Северный морской путь (СМП). Точные прогнозы ледовой обстановки, океанических и атмосферных параметров помогают предотвратить аварии, снизить транспортные расходы и обеспечить безопасность маршрутов атомных ледоколов. К тому же точные прогнозы состояния океана, криосферы и атмосферы помогают в решении уже существующих радиационно-экологических проблем арктической зоны, поскольку в настоящее время на дне морей северо-западной Арктики находятся около 18 тысяч затопленных объектов различной степени радиационной опасности. В дополнение ко всему за северным полярным кругом действуют Кольская и Билибинская АЭС, а также плавучая атомная теплоэлектростанция «Академик Ломоносов». Всё вышеизложенное доказывает важность реализации в ИБРАЭ РАН комплексной системы прогноза состояния океана, криосферы и атмосферы для Арктического региона в целом и для СМП в частности.

Целью данной работы была реализация комплексной системы прогноза ледовой обстановки, состояния океана и атмосферы для области пролегания СМП, а также верификация предварительных результатов расчётов.

Прогностическая система состоит из 2 отдельных блоков:

- 1) Атмосферный, представленный в данной работе хорошо зарекомендовавшей себя моделью WRF-ARW.
- 2) Океанический, представленный моделями океана (ROMS) и морского льда (CICE), объединёнными в совместную модель ROMS-CICE.

На первом этапе работы был произведён расчёт атмосферных параметров с помощью модели WRF-ARW за период с 01.01.2023 по 01.02.2023 для 3-х областей, покрывающих территорию СМП, с шагом сетки 18 км. Начальные и граничные условия для атмосферной модели были получены из данных ретроспективного прогноза по глобальной модели GFS.

На втором этапе с использованием пакета инструментов MET была произведена оценка качества прогноза приземных температуры, скорости и направления ветра, а также количества выпавших за 12 часов осадков по данным наблюдений на метеостанциях. Для оценок качества расчётов использовались только прибрежные и островные метеостанции с условием того, чтобы они не были дальше 54 км (3 шага сетки атмосферной модели) от моря. В таблице 1 представлены средние и медианы ошибок прогноза атмосферных параметров.

Таблица 1. Оценки атмосферных параметров.

	Температура (°C)		Скорость ветра (м/с)		Направление ветра (°)		Осадки (мм/12 ч)	
	Среднее	Медиана	Среднее	Медиана	Среднее	Медиана	Среднее	Медиана
BIAS	-1.90	-1.77	0.84	0.70	5.80	-	0.04	0.04
MAE	3.20	3.30	2.60	2.46	14.99	-	0.47	0.30
RMSE	4.35	4.31	3.42	3.25	-	-	0.82	0.54

Прогноз температуры и скорости ветра для арктического региона имеет большие ошибки, чем для умеренных широт, что обусловлено сложностью происходящих в Арктике метеорологических процессов, включая сильное влияние арктических морей на атмосферные процессы в данном регионе.

На третьем этапе работы был произведён запуск совместной модели ROMS-CICE для периода с 01.01.2023 по 01.02.2023. Расчётная сетка моделей ROMS и CICE покрывала собой Баренцево, Карское, Восточно-Сибирское моря и Море Лаптевых с шагом 0.2°. Начальные и граничные условия для океана и морского льда

были получены из данных ретроспективного прогноза глобальных реализаций совместной модели HYCOM-CICE. Амплитуды и фазы приливного воздействия были рассчитаны с применением пакета прикладных программ MATLAB по данным атласа TPXO. В качестве атмосферного форсинга использовались линейно проинтерполированные в узлы расчётной сетки ROMS результаты расчёта модели WRF-ARW, полученные на первом этапе.

На четвёртом этапе работы была произведена оценка качества прогноза сплочённости льда и температуры поверхности моря по данным реанализа OISST. Результаты оценок представлены в таблице 2 и на рисунках 1-2.

Таблица 2. Оценки качества прогноза температуры поверхности моря и сплочённости морского льда.

	Температура поверхности моря (°C)		Сплочённость льда (%)	
	Среднее	Медиана	Среднее	Медиана
BIAS	-0.42	-0.44	-1	-1
MAE	0.44	0.45	6	6

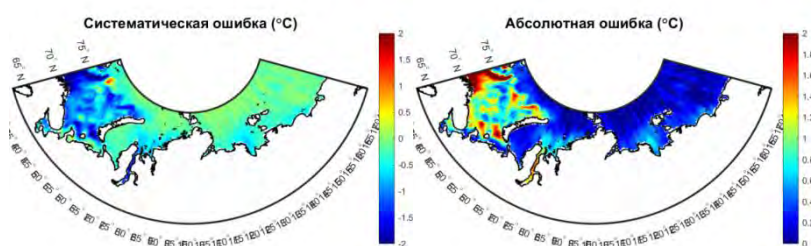


Рис. 1. Пространственное распределение ошибок прогноза температуры поверхности моря.

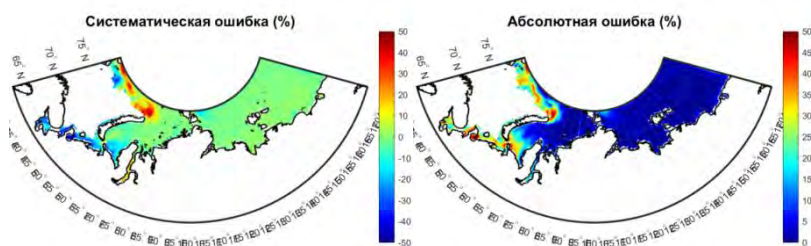


Рис.2. Пространственное распределение ошибок прогноза сплочённости морского льда.

Наибольшие ошибки прогноза сплочённости морского льда наблюдались в западной части расчётной области, а именно для северной части Баренцева моря, Чешской губы и пролива Карские ворота. Для Чешской губы и пролива Карские ворота наблюдалось систематическое занижение спрогнозированной сплочённости морского льда. Для остальных районов расчётной области ошибки близки к нулю. Наибольшие ошибки прогноза температуры поверхности моря наблюдались также в западной части расчётной области (особенно на западной границе), где рассчитанная температура поверхности моря ниже температуры по данным реанализа OISST. Возможное решение этой проблемы – расширить расчётную область на запад, чтобы обеспечить лучшее описание притока тёплых вод из северной Атлантики в акваторию Баренцева моря.

По итогам проделанной работы была реализована комплексная система прогноза морского льда, состояния океана и атмосферы, получены первые результаты расчётов и проведена их верификация. Результаты верификации показывают, что, учитывая сложность арктического региона для численного моделирования, результаты расчёта гидрометеорологических характеристик в целом удовлетворительно согласуются с эмпирическими данными. Однако стоит отметить довольно большие ошибки в прогнозе приземной температуры воздуха и, как одно из следствий этого, большие ошибки прогноза температуры поверхности моря на западе расчётной области. Возможные решения – учёт двухстороннего взаимодействия между океаном и атмосферой путём связывания атмосферной модели с моделями океана и льда в единую систему WRF-ROMS-CICE и увеличение пространственного разрешения моделей.

Моделирование ТВС с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем с использованием отечественного CFD-кода ЛОГОС

Вишняков Е.А., инженер 3 категории АО «НИКИЭТ»

Научный руководитель: к.т.н., нач.гр. АО «НИКИЭТ» Дунайцев А.А.

Научно исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежала

тел.: (926) 697-96-55, эл. почта: vishnyakov_ea@nikiet.ru

В данный момент в мире ведется работа над проектами реакторов 4 поколения, которые могли бы уже во второй половине настоящего столетия удовлетворить мировые потребности в первичной и вторичной энергии. Концепция быстрого реактора с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем с длительной кампанией топлива, одна из наиболее популярных в мире. Обеспечение разработчиков реакторов следующего поколения современными, гибкими, применяемыми в широком перечне научных задач, инструментами является первоочередной задачей. В настоящее время наиболее передовым инструментом для проведения теплогидравлических расчетов являются методы вычислительной гидродинамики (CFD), реализованные в ряде популярных коммерческих программных пакетов. К данной группе кодов относится и отечественный программный комплекс ЛОГОС, разрабатываемый ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», и активно внедряемый для решения инженерных задач в ряде ключевых предприятий госкорпорации Росатом, в том числе и в АО «НИКИЭТ».

Приоритетной целью настоящей работы являлось определение гидравлических характеристик ТВС быстрого реактора с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем, а также сравнение получаемых результатов с результатами, получаемыми на зарубежном коммерческом программном продукте Star-CCM+, аттестованном АО «НИКИЭТ» для проведения подобных расчетов.

Целью первого этапа работы являлось определение гидравлических сопротивлений, ячеек проточной части ТВС и подбор параметров расчетной сетки и набора физических моделей, для последующего их переноса на более крупномасштабные модели, построенные на следующих этапах.

Исходя из полученных данных было определено, что для получения корректных результатов моделирования в ЛОГОС наиболее оптимальными моделями являются:

- $k-\omega$ SST модель турбулентности Ментера [1];
- модель Кейса-Кроуфорда, для определения турбулентного числа Прандтля [2].

При использовании данных моделей, а также сеточных моделей, не попадающих в диапазон значений величины y^+ больше 5 и меньше 30, среднее отклонение результатов, полученных в ПК ЛОГОС, от эмпирических и, рассчитанных в Star-CCM+, оценивается значением 10%.

Вторым этапом работы являлось определение местных коэффициентов гидравлического сопротивления дистанционирующих решеток ТВС трех подзон активной зоны. Моделировался участок ТВС, содержащий участки на стабилизацию потока до и после дистанционирующей решетки, при пяти различных значениях числа Рейнольдса от 10000 до 200000. По значениям перепада давления были определены коэффициенты гидравлического сопротивления участка. Отклонение результатов, полученных в ПК ЛОГОС, от результатов, полученных в Star-CCM+, не превышает 1,1%, кроме значений, полученных при числе Рейнольдса 10000. При данном течении, отклонение результатов составляет порядка 9,3%. Такой результат может быть обусловлен различием в работе моделей турбулентности в области переходного течения, поскольку в Star-CCM+ применялась модель $k-\epsilon$ Realizable Two-Layer.

Местные сопротивления находились путем линейной экстраполяции давлений в поперечных сечениях на гладких участках до центра дистанционирующей решетки. Аппроксимация полученных значений степенной функцией дает выражения для нахождения местных гидравлических сопротивлений создаваемых дистанционирующей решеткой для различных типов подзон активной зоны.

- Тип 1: $1,727 * Re^{-0,126}$
- Тип 2: $1,657 * Re^{-0,114}$
- Тип 3: $2,070 * Re^{-0,117}$

Заключительным этапом работы являлся расчет трёх ТВС. Каждая сеточная модель ТВС исследовалась на сеточную сходимость и моделировалась в обеих программах при одинаковых условиях. По расчетным значениям были определены КГС и локальное число Nu для каждой из ТВС. Отклонение результатов, полученных в программном комплексе ЛОГОС, от результатов в STAR-CCM+ для всех типов ТВС составляет:

- не более 2,2% по КГС;
- не более 7,1% по числу Nu.

Полученные результаты позволяют судить о конкурентоспособности программного комплекса ЛОГОС, разработанного в РФЯЦ-ВНИИЭФ, с кодами зарубежного производства, при выполнении теплогидравлических расчетов задач с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем.

Литература

1. Menter F.R. Zonal two-equation $k-\omega$ turbulence models for aerodynamic flows. AIAAPaper 1993-2906.
2. Kays W.M., Crawford M.E. Convective Heat and Mass Transfer, third ed., McGraw-Hill, New York, 1994

Разработка программного кода для расчета миграции трития в технологических системах установок управляемого термоядерного синтеза

Воривончик М.В., аспирант 3 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.ф.-м.н., ст. науч. сотрудник ИБРАЭ РАН Сорокин А.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (985) 742-83-05, эл. почта: vorivonchik.mv@ibrae.ac.ru

В данном исследовании обсуждается разработка моделей и программного кода для расчета миграции трития и других изотопов водорода в технологических системах установок управляемого термоядерного синтеза. Тритий, изотоп водорода, играет важную роль в термоядерном синтезе, но также является радиоактивным и представляет потенциальную угрозу безопасности. Понимание поведения трития в технологических системах имеет решающее значение для обеспечения безопасной эксплуатации установок УТС.

Исследование началось с идентификации и ранжирования процессов и явлений, определяющих поведение трития в элементах термоядерного реактора. Основное внимание уделялось явлениям, модели которых должны быть в первую очередь включены в расчетный код миграции трития. [1].

В общем случае базовое уравнение баланса массы для i -го изотопа водорода в j -ой пространственной ячейке нодализационной схемы контура установки рассматривается в следующем виде:

$$\frac{dM_{i,j}}{dt} = \sum_k \frac{M_{i,k}}{\tau_{k \rightarrow j}} - \frac{M_{i,j}}{\tau_j} - \lambda_i M_{i,j} + S_{i,j}, \quad (1)$$

где первое и второе слагаемые в правой части определяют источник и сток массы изотопа из объема данной ячейки вследствие переноса с теплоносителем с характерными скоростями $1/\tau_{k \rightarrow j}$ и $1/\tau_j$ (где характерные времена характеризуют среднее время пребывания теплоносителя в данной ячейке, включая направление потока, и определяются объемом ячейки и объемным расходом несущей среды через ячейку), λ_i – постоянная распада трития (для протия и дейтерия $\lambda_H = 0, \lambda_D = 0$), параметр $S_{i,j}$ характеризует в общем случае источник и/или сток массы i -го изотопа водорода в j -ой ячейке вследствие физико-химических процессов, например, проницаемости изотопов водорода через стенки.

В автономном коде TRITIUM-F реализованы модели для основных процессов, влияющих на поведение изотопов водорода в элементах термоядерного реактора, включая перенос с теплоносителем, радиоактивный распад, проницаемость через стенки, извлечение из теплоносителя, адсорбцию/десорбцию на поверхностях.

Разработаны тестовые задачи для проверки правильности программной реализации моделей в коде. Результаты тестовых расчетов подтвердили правильность реализации моделей. Кроме того, код был валидирован путем сравнения результатов расчетов с экспериментальными данными.

Исследование показало, что расчетный код TRITIUM-F может эффективно моделировать миграцию трития и других изотопов водорода в технологических системах установок УТС. Код может использоваться для оценки безопасности систем обращения с тритием и для оптимизации их конструкции и эксплуатации.

В дальнейшем планируется расширение кода TRITIUM-F для учета дополнительных процессов и явлений, а также внедрение его в состав комплексного кода для анализа безопасности установок УТС.

Литература

1. Р.Б. Богданович, А.Е. Аксенова, В.П. Березнев, А.И. Блохин, П.А. Блохин, Д.П. Вепрев, М.В. Воривончик и др. УДК 621.039.6; 621.039.68 ТРЕБОВАНИЯ К ИНТЕГРАЛЬНОМУ КОДУ EUCLID-F ДЛЯ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА АВАРИЙ В ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ, "Вопросы атомной науки и техники. Серия: Термоядерный синтез" 2023 г. Том 46. Выпуск 1.

Исследование поведения радиоактивных продуктов деления в защитной оболочке при тяжелой аварии на примере серии экспериментов Phebus-FP

Горлов Е.А., лаборант-исследователь НИЦ Курчатовский институт

Научный руководитель: Шмельков Ю.Б., к.т.н., зам. нач. отдела, НИЦ Курчатовский институт

Национальный исследовательский центр Курчатовский институт

тел.: (988) 749-81-89, эл.почта: GorlovYA@mpei.ru

Анализ радиационных последствий аварий играет важную роль в обосновании безопасности атомных электростанций (АЭС). Радиационные последствия аварии зависят от масштабов и динамики выброса радиоактивных продуктов деления (ПД). В свою очередь, выброс ПД в значительной степени зависит от различных факторов, таких как утечка в окружающую среду, количество ПД, выброшенных из топлива, и количество ПД, осевших на поверхностях первого контура и защитной оболочки АЭС. Целью настоящей работы является исследование поведения радиоактивных продуктов деления в защитной оболочке при тяжелой аварии на примере серии экспериментов Phebus-FP [1].

В ходе проделанной работы был выполнен анализ экспериментальной установки PHEBUS-FP и экспериментов FPT-1 и FPT-2 [1]. С использованием кода АНГАР, моделирующим изменение во времени параметров в защитной оболочке при проектных и запроектных авариях, были подготовлены три расчетные схемы установки PHEBUS-FP.

В расчётной схеме № 1 установка задавалась как единое помещение, для оценки правильности указанной геометрии и её корректировки, циркуляция внутри помещения в данной схеме отсутствует. В расчётной схеме № 2 было выполнено разбиение на 5 помещений. Задан источник подачи пара, водорода и аэрозолей, частично учтена циркуляция по вертикали за счёт разбиения. В расчётной схеме № 3 выполнено разбиение на 37 помещений. Для каждого из пяти помещений по вертикали выполнено разделение на девять равных частей по горизонтали, что позволило в полной мере учесть циркуляцию потоков парогазовой смеси и теплообмен между различными компонентами системы.

Были выполнены вариантные расчеты и проведена наладка каждой расчетной схемы рабочей установки. Расчётная схема № 3 показала наилучшую сходимость с результатами эксперимента и была выбрана для дальнейшего анализа (см. рисунки 1, 2)

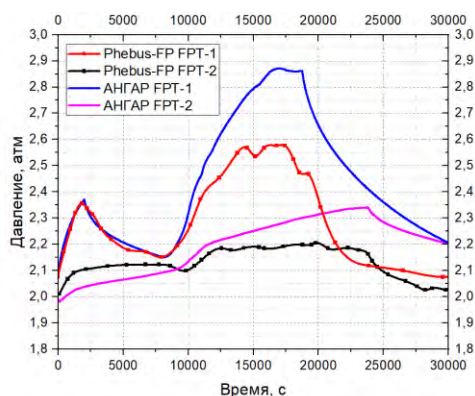


Рис.1. Расчетное и экспериментальное давление в FPT-1 и FPT-2

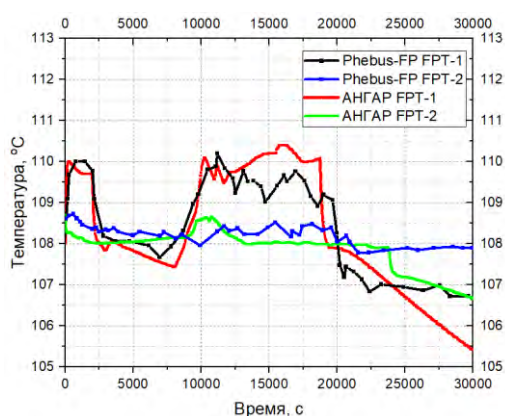


Рис.2. Расчетная и экспериментальная температура в FPT-1 и FPT-2

Рассчитанные кодом АНГАР теплогидравлические параметры хорошо согласуются с экспериментальными результатами, что обеспечивает хорошую основу для анализа переноса и осаждения аэрозолей и продуктов деления. Отклонения от экспериментальной кривой связаны с особенностями кода АНГАР, так как температура конденсаторов отклоняется от заданной в диапазоне 5°C, в то время как в эксперименте Phebus-FP отклонение наблюдалось примерно на 1°C. Анализ

переноса продуктов деления в экспериментах PHEBUS FPT-1,2 проводился с использованием кода MAVR-TA [2]. В качестве исходных данных были использованы теплогидравлические параметры, полученные при работе с кодом АНГАР. Был исследован перенос и осаждение аэрозолей продуктов деления в защитной оболочке. В результате удалось достигнуть качественной сходимости расчетных и экспериментальных данных. (см рисунок 3, 4)

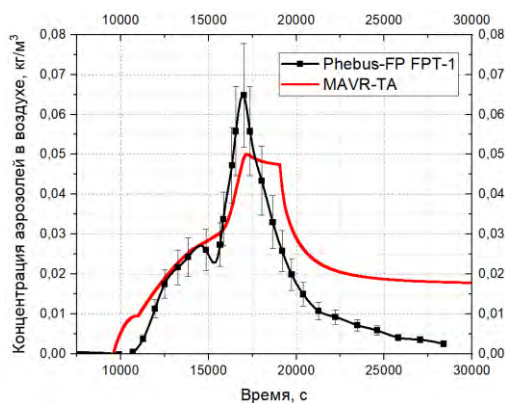


Рис.3. Расчетная суммарная концентрация аэрозолей в атмосфере ЗО на протяжении эксперимента FPT-1

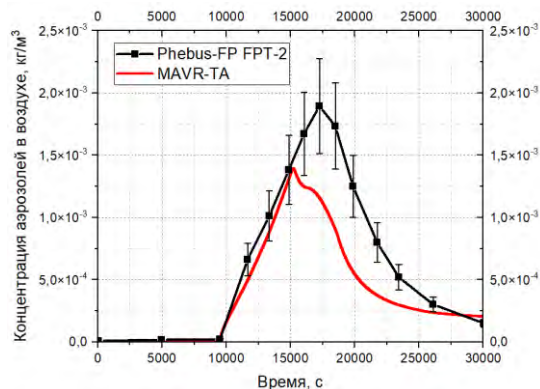


Рис.4. Расчетная суммарная концентрация аэрозолей в атмосфере ЗО на протяжении эксперимента FPT-2

Качественно осаждение аэрозолей в атмосфере экспериментальной установки достаточно хорошо прогнозируется кодом MAVR-TA, однако рассчитанная скорость осаждения выше экспериментальной. Это может объясняться недостаточно точным описанием граничных условий поверхностей конденсации в расчетной схеме программного средства АНГАР.

Литература

1. Luis E. Herranz. Experimental interpretation and code validation based on the PHEBUS-FP programme: Lessons learnt from the analysis of the containment scenario of FPT1 and FPT2 tests // Nuclear Engineering and Design 237 (2007) 2210–2218
2. Shmelkov Y.B., Zvonarev Y.A., Shutov N.V., Petrov L.V., 2021. Development and validation of the MAVR-TA code for analyzing the release and transport of fission products during a severe accident at a VVER NPP. PART 2 – Modelling of the fission products transport in the primary circuit and inside the containment. Nuclear Engineering and Design. 2021. T. 382. C. 111377.

Подход к применению нейронных сетей для предварительного прогнозирования результатов расчетов тяжелой аварии в рамках задач аварийного реагирования

Делова М.И., инженер-исследователь ИБРАЭ РАН, аспирант 2 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н., научный сотрудник, и. о. зав. лаб. ИБРАЭ РАН Филиппов М.Ф.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (915) 248-57-81, эл. почта: delovami@ibrae.ac.ru

При возникновении аварийной ситуации на АЭС для принятия мер по защите населения важно иметь оперативный прогноз возможных сценариев развития аварии, включающий в себя как оценку возможного источника выброса, так и прогноз эволюции физических параметров, характеризующих состояние реакторной установки. Для получения подобных оценок могут быть использованы специализированные программные средства, позволяющие при моделировании тяжелой аварии получать результаты быстрее реального времени ее протекания.

Для эффективного принятия мер необходимо, чтоб быстроедействие данных средств позволяло иметь достаточный временной запас между получением прогноза и фактическим временем выброса радиоактивных веществ в ходе тяжелой аварии. Однако время расчета для некоторых сценариев с помощью таких программных средств может достигать нескольких часов, а в некоторых случаях и нескольких суток. При этом сравнительно низкое быстроедействие обусловлено широким спектром одновременно учитываемых при моделировании процессов и явлений, отказ от учета которых может привести к неприемлемому снижению точности расчетных оценок. Кроме этого, при возникновении аварии поступление информации о ней и запуск расчета прогноза неизбежно произойдет с некоторой временной задержкой, обусловленной необходимостью потратить время на сбор, передачу и обработку информации об аварийном сценарии и состоянии блока. Поэтому возможна ситуация, при которой временные затраты на расчет прогноза могут превосходить запас времени до фактического начала аварийного выброса. Кроме того, при поступлении уточняющей информации об аварии, противоречащей первоначальным данным, уже после запуска программного средства, времени на корректировку и получение актуальной расчетной оценки до момента фактического начала выброса так же может быть недостаточно.

Для решения данной проблемы и получения прогноза возможных сценариев развития аварии в описанных случаях предлагается применять подход, основанный на получении предварительных эксперсс-прогнозов результатов тяжелой аварии с помощью нейронных сетей. Данный подход позволит при возникновении аварийной ситуации, не выполняя полный расчет по программному средству, спрогнозировать эволюцию основных параметров, характеризующих состояние реакторной установки.

Подход предполагает предварительное моделирование различных сценариев с помощью уже имеющихся программных средств. Результаты предварительного моделирования являются исходными данными для обучения нейронных сетей. Нейронные сети позволяют по значениям параметров, характеризующих сценарий аварии, и времени от наступления исходного события оперативно оценивать значение целевого физического параметра (температура, давление, активность выброса и т.д.). Нейросетевые модели способны как воспроизводить результаты аварий из обучающий выборки, так и получать результат для сценариев, не вошедших в обучающую выборку.

В данной работе представлена первая реализация применения данного подхода. Была создана нейросетевая модель, прогнозирующая временные зависимости физических параметров, характеризующих состояние реакторной установки, при аварии «Обесточивание при работе реакторной установки на энергетических уровнях мощности на АЭС с ВВЭР-1000». Для формирования обучающей выборки использовались результаты расчетов, полученные с помощью тяжелоаварийного кода СОКРАТ/ВЗ [1]. Входными параметрами модели, созданной на основе нейронных сетей, являются время, отсчитываемое от наступления исходного события и значения следующих параметров, характеризующие сценарий аварии:

- Число гидроемкостей системы аварийного охлаждения активной зоны (ГЕ САОЗ) в работе в горячей нитке;
- Максимальный расход повторного залива первого контура непроектными средствами;
- Давление в первом контуре, при котором возможен повторный залив с максимальным расходом;
- Время начала повторного залива первого контура непроектными способами;
- Время открытия импульсно-предохранительного устройства компенсатор давления (ИПУ КД) и запуска системы аварийного газоудаления (САГ) оператором;
- Время восстановления электропитания от дизель-генераторов.

Отметим, что при моделировании аварии данные параметры могут являться параметрами неопределённости, в связи с чем для получения прогноза возможных сценариев развития аварии может потребоваться варьирование их значений и выполнение ансамбля расчетов.

Результатом работы модели являются значения следующих физических величин, описывающих состояние реакторной установки:

- Уровень воды в активной зоне;
- Уровень воды в парогенераторе;
- Температура воды в первом контуре;
- Максимальная температура твэл;
- Давление в первом контуре;
- Давление во втором контуре;
- Давление в защитной оболочке.

Качество предварительного прогнозирования результатов расчетов тяжелой аварии по модулю на основе нейронных сетей оценивалось путем сравнения полученных результатов с результатами, рассчитанными с помощью тяжелоаварийного кода СОКРАТ/ВЗ. Для сравнения использовались результаты сценариев, как входящих в обучающую выборку для нейронных сетей, так и результаты сценариев, отсутствующих в данных для обучения. Результаты применения данного подхода к расчету физических величин, характеризующих состояние реакторной установки, демонстрируют высокое быстродействие подхода. Для фиксированного набора параметров неопределенности во входных данных расчет временной зависимости физического параметра в течение суток от исходного события составляет от нескольких секунд до нескольких десятков секунд. Отсюда следует, что и расчет с помощью данного подхода ансамбля сценариев при необходимости варьирования входных параметров будет обладать соответствующим быстродействием. Таким образом, данный подход к применению нейронных сетей для эксперсс-прогнозов результатов тяжелой аварии может быть использован в качестве предварительного расчета в ситуациях, когда нет возможности осуществить полноценное моделирование аварийного сценария.

Литература

1. Bolshov L.A., Dolganov K.S., Kiselev A.E., Strizhov V.F. 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.

Моделирование поведения урана в солоноватых озерах на примере озера Иссык-Куль

Зеленина Д.А., аспирант ИБРАЭ РАН, инженер ИФХЭ РАН

Сафонов А.В., к.х.н., внс ИФХЭ РАН

Мальцев А. Е., снс ИГМ СО РАН

Научный руководитель: к.т.н, снс. ИБРАЭ РАН Болдырев К.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: 89776391566, эл. почта: zelenina_darya_soboleva@mail.ru

Нарушение целостности барьеров хвосто- и шламохранилищ предприятий по добыче и переработке урановой руды, построенных в первой половине XX века на сегодняшний день является серьезной экологической проблемой как на территории Российской Федерации так во всем мире. Одним из таких предприятий является уранодобывающее рудоперерабатывающее предприятие «Рудуправление №8» в на урановом месторождение Джильское в селе Каджи-Сай в Кыргызской Республике, расположенное вблизи озера Иссык-Куль. Расположение хранилищ ураносодержащих отходов в Иссык-кульской котловине приводит к вымыванию их растворимых компонентов во время активного снеготаяния и дождевых потоков в озеро Иссык-Куль, являющееся важным рекреационным центром Кыргызской Республики. Кроме того, Иссык-Кульская область является ураноносной провинцией и попадание урана в озеро может происходить по естественным причинам. Оценка поведения урана в слабосоленых (минерализация около 6%) натриево-магниевых сульфатно-хлоридных слабощелочных водах озера является важной экологической задачей. Процесс формирования малорастворимых форм урана в природных водоемах имеет сложные механизмы и может быть опосредован как взаимодействием с биотой (фитопланктоном и водными растениями) так и с минеральными фазами в донных отложениях.

Целью данной работы была оценка содержания и форм урана в воде и донных отложениях озера Иссык-Куль на разном удалении от Каджисайского хвостохранилища. Для достижения этой цели в ходе экспедиции летом 2023 года были отобраны образцы воды и донных отложений, а также водорослей по всему периметру озера Иссык-Куль. Стоит отметить, что отобранные образцы донных отложений отличаются неоднородностью минерального и фракционного состава. Отличительной особенностью отложений является большое количество карбонатов, аморфного кремнезема и фрамбоидального пирита, что обусловлено повышенной соленостью состава озерных вод. В донных отложениях за счет деятельности гетеротрофных микроорганизмов цикла серы может происходить образование аутигенного кальцита, барита и пирита.

Анализ отобранных проб показал наиболее высокое содержание урана в харовых водорослях. При этом в водных пробах содержание урана было на уровне чувствительности прибора. В донных отложениях высокое содержание урана было обнаружено в образцах, где преобладали глинистые и органические фракции. Максимальное накопление урана в донных отложениях наблюдалось на глубине 10-15 см в анаэробных условиях и сопровождалось обилием сульфидных и карбонатных минералов. На основании изотопного анализа установлено, что в пробах донных отложений природные формы урана доминируют над техногенными.

Сравнение диспрозия и гадолиния в качестве выгорающего поглотителя в реакторе ВВЭР

Иваницкая Е.С., студент ИАТЭ НИЯУ МИФИ

Научный руководитель: старший преподаватель ИАТЭ НИЯУ МИФИ Терехова А.М.

Обнинский институт атомной энергетики

тел.: (962) 584-93-62, эл. почта: k.ivanickaya1_01@mail.ru

Одним из перспективных направлений модернизации атомной энергетики является продление топливной компании. Это позволит снизить количество и стоимость используемого топлива, а также затраты на выработку электроэнергии.

Необходимым условием работы реактора является наличие начальной избыточной реактивности, которая должна быть скомпенсирована. Для её компенсации применяют выгорающие поглотители (ВП) [1] - поглотители с высоким сечением захвата тепловых нейтронов, регулирующие запас реактивности и свою концентрацию.

Среди элементов, использующихся в качестве выгорающих поглотителей, широкое распространение получил гадолиний и эрбий, хорошие показатели при расчёте показал америций [2]. Природный диспрозий также считается одним из перспективных выгорающих поглотителей, ввиду своих нейтронно-физических характеристик.

Природный диспрозий состоит из семи изотопов, представленных в таблице 1. Наибольшее сечение поглощения нейтронов составляет 2653 барн, что соответствует наиболее распространённому изотопу диспрозия – ^{164}Dy .

Таблица 1. Характеристики изотопов природного диспрозия

Изотопы диспрозия	Массовая доля, %	Сечение поглощения нейтронов, барн
^{156}Dy	0.056	33
^{158}Dy	0.095	43
^{160}Dy	2.33	56
^{161}Dy	18.9	600
^{162}Dy	25.5	194
^{163}Dy	24.9	123
^{164}Dy	28.3	2653

Целью данной работы является моделирование процесса выгорания топлива в реакторе ВВЭР с применением диспрозия в качестве выгорающего поглотителя. Для проведения численных расчетов использовалась программа UNK, разработанная в Национальном исследовательском центре «Курчатовский институт». Данная программа предназначена для нейтронно-физического расчета ячейки или кассеты ядерного реактора [3].

Были рассчитаны ядерные концентрации составляющих топлива, а также изотопов гадолиния и диспрозия. Расчёты проводились для топлива из диоксида урана с обогащением по U-235 – 3,6% в тепловыделяющих элементах с использованием ВП (ТВЭГ). Обогащение по U-235 в тепловыделяющих элементах составило 4,9% и 5,5%. Доля ВП в ТВЭГ принималась равной 2,5 и 5%. Традиционно в реакторах типа ВВЭР используют от 6 до 24 ТВЭГов с ВП, в работе были рассмотрены случаи загрузки 6, 12, 18 и 24 ТВЭГов в ТВС.

По полученным данным были построены графики зависимости коэффициента размножения нейтронов от времени выгорания. Исходя из результатов исследования, природный диспрозий показал хорошие результаты в снижении начальной избыточной реактивности и возможности продления времени выгорания топлива в реакторе ВВЭР.

Литература

1. Papi Z., Khoshahval F., Pour-Imani R. Evaluation of different integrated burnable absorber materials in fuel assemblies of Bushehr WWER-1000 nuclear reactor //Kerntechnik. – 2023. – Т. 88. – №. 1. – С. 33-42.
2. Иваницкая Е.С., Терехова А.М. Сравнение америция и гадолиния в качестве выгорающего поглотителя в реакторах ВВЭР // Студенческая научная весна – 2023: сборник тезисов Всероссийской научно-практической молодежной конференции, 2023. – С. 19-20.
3. Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф. Разработка программы детального расчета спектра нейтронов в элементарной ячейке ядерного реактора // Нейтроника, 1998. С. 168-173.

Расчет тестовой модели ИТЭР с целью верификации кода ODETТА-F

Игнатьев И.А., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н., научный сотрудник ИБРАЭ РАН, Березнев В.П.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: +7 (910) 867-22-30, эл. почта: ignatev@ibrae.ac.ru

Для обоснования радиационной безопасности установок управляемого термоядерного синтеза (УТС) необходимо проведение расчетных оценок нейтронно-физических характеристик и дозовых нагрузок. Программы, используемые для данных расчетов, должны быть валидированы и верифицированы. В настоящее время в России нет аттестованных кодов для проведения подобных расчетов применительно к установкам УТС.

Расчетный код ODETТА-F [1] разрабатывается в ИБРАЭ РАН для расчета переноса нейтронного и фотонного излучений в защитных композициях термоядерных установок и гибридных систем. Код основан на многогрупповом S_nP_m -приближении с использованием метода конечных элементов на неструктурированных тетраэдральных сетках.

Тестовая модель ИТЭР подготовлена на основе данных из работы [2], в которой приведены результаты исследования использования различных материалов (бериллий, графит, вольфрам) в диверторе в зависимости от топливного цикла реактора (D-T или D-D плазма). Мощность установки принималась равной 1500 МВт. В данной работе представлены результаты расчета по коду ODETТА-F тестовой модели с бериллиевым дивертором. Модель представляла собой 15° сектор установки ИТЭР с условиями зеркального отражения на соответствующих гранях.

Создание CAD-модели и построение расчетной сетки выполнено в открытой системе Salome [3]. Групповые макроскопические константы были подготовлены с помощью кода CONSYST-RF [4] с библиотекой оцененных ядерных данных БНАБ-РФ.

Результаты расчета показали хорошее согласие с данными полученными по коду MCNP представленными в работе [2]. В дальнейшем планируется провести верификационные расчеты с графитом и вольфрамом в диверторе.

Литература

1. Bereznev V.P., Belousov V.I., Grushin N.A. et al, «New neutronic calculation codes based on discrete ordinates method using methods of finite differences and finite elements» // Proc. of the Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR17). Paper CN-195, – Ekaterinburg, 2017.
2. Hautanen K.E., «Performance of Armor Materials for the ITER Divertor» // Massachusetts Institute of Technology – December, 1995.
3. A. Ribes, C. Caremoli, «Salomé platform component model for numerical simulation» // 31st Annual International Computer Software and Applications Conference (COMPSAC 2007), – Beijing, 2007.
4. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения. Препринт ФЭИ-2828, Обнинск 2000. 50 с.

Исследование газопроницаемости компактированных глинистых буферных материалов для решения задач захоронения РАО

Казаков А.Д., Борисов А.Г., Рябухин А.Д.

Науч.рук.: к.х.н., директор ЦДУ Сколтеха, Спасенных М.Ю., в.н.с. ИГЕМ РАН, к.г.-м.н., Крупская В.В.

тел.: (928) 220-09-05, эл. почта: andrey.kazakov@skoltech.ru

Введение

Важным аспектом обеспечения безопасности пункта подземного глубинного захоронения радиоактивных отходов является обеспечение достаточной изоляции контейнеров с отходами от окружающей среды. Одним из способов наружной герметизации контейнеров является устройство защитных барьеров из буферных глинистых материалов. Благодаря аномально низкой газопроницаемости, высокой сорбционной способности, способности сохранять изоляционные свойства при деформации, способности к уплотнению под давлением и самозалечиванию трещин, бентонитовые глины являются предпочтительным буферным материалом для устройства защитных барьеров. Поскольку среди опасных веществ, находящихся в контейнерах, наибольшей проникающей способностью обладают газы, образующиеся в процессе хранения, то одной из важных характеристик буферного материала является его газопроницаемость. В зарубежной практике созданий захоронений в глубоких геологических формациях хорошо себя зарекомендовали бентониты марок MX80 и GMZ, данные по газопроницаемости которых приведены в работах [1-2].

Описание научно–технической проблемы

На текущий момент в России осуществляются работы по обоснованию буферного материала для создания барьеров безопасности глубинного захоронения РАО. Однако, стоит отметить отсутствие стандартизированных методик определения фильтрационно-емкостных свойств глинистых изоляционных материалов. Существующие на сегодняшний день в РФ методики измерения газопроницаемости предназначены для изучения горных пород. В данных методиках герметизация образца производится с помощью обжима, используются крупные твердые высушенные образцы, с газопроницаемостью от $0.01 \cdot 10^{-3} \text{ мкм}^2$. Применение таких методик для влажных низкопроницаемых уплотненных бентонитовых материалов приводит к получению недостоверных значений газопроницаемости из-за деформации образца, подсыхания, длительного выхода на фильтрационный режим и недостаточной герметизации боковой поверхности.

Цели работы

1. Разработка методики для измерения газопроницаемости глинистых материалов при заданной влажности и плотности.
2. Получение численных характеристик для обоснования выбора материала, размещаемого в буферной зоне глубинного захоронения.

В качестве объектов исследований выбраны две бентонитовые глины (месторождение 10-й Хутор, республика Хакасия и месторождение Таганское, республика Казахстан), а также, для сравнения свойств - каолины месторождения Кантатское, Красноярский край, РФ

Методы исследований

Из каждого вида бентонита были подготовлены компактированные образцы с заданными значениями плотности и влажности. Образцы были спрессованы в форме цилиндров размерами $\varnothing 8 \times 8$, $\varnothing 30 \times 30$. Плотность образцов находилась в диапазоне от 1,4 до 1,7 г/см³, заданная влажность варьировалась в диапазоне 4 до 35 %.

С целью контроля качества изготовления образцов была выполнена рентгеновская микротомография на томографе v|tome|x L240 с разрешением 1 и 16 мкм на образцах $\varnothing 8 \times 8$, $\varnothing 30 \times 30$ соответственно. Для определения объемной влажности образцов были выполнены измерения содержания воды методом ЯМР на релаксметре Geospec 2-53. Определение эффективной (газонасыщенной) пористости выполнялось газоволюметрическим способом на пермеамetre-порозимetre ПИК-ПП использованием обжимного кернодержателя Хасслера и пикнометрической камеры.

Для измерения газопроницаемости глинистых материалов была разработана специальная технология исследования с учетом их влажности и пластичности. Образец материала формовался в пресс-форме. Торцевые поверхности образца заклеивались заглушками, и он заливался эпоксидным компаундом. Отлитая заготовка разрезалась на прецизионном отрезном станке по заглушкам. Готовый образец хранился в герметичном состоянии и вскрывался непосредственно перед измерением.

Результаты

Обобщенные результаты исследований представлены в таблице 1. Для объемной влажности, определяемой как отношение объема воды (жидкости) в грунте к объему всего грунта, выполнен пересчет на весовую влажность, численно равную отношению массы воды в грунте к массе твердой фазы грунта.

Таблица 1 - Обобщенные данные по результатам исследований

Параметры образцов			Результаты исследований, средн. (мин.-макс.)		
М-е глиин	Плотность образца ρ_d , г/см ³	Заданная влажность w, %	Весовая влажность (ЯМР), %	Эффективная пористость, %	Газопроницаемость, нД
10-й Хутор	1,40	33,00	43 (33÷47)	8,62 (6,87÷10,36)	33,97 (3,43÷64,52)
	1,70	21,00	30 (28 ÷ 31)	7,79 (7,37÷8,22)	4631,05 (36,66÷15190)
	1,70	10,00	8 (7÷8)	-	-
Таганское	1,40	35,00	47 (45 ÷ 50)	5,17	1,25 (0,78÷1,72)
	1,70	22,00	34 (32 ÷ 34)	3,83 (3,11÷4,56)	1,29 (0,000481÷4,61)
	1,70	10,00	12 (11 ÷ 12)	-	-
Кантатское	1,40	20,00	23 (22 ÷ 25)	-	[3,6 (2,8 ÷ 4,1)] · 10 ⁷
	1,40	25,00	30	15,95 (15,62÷16,28)	[4,7 (4,7 ÷ 4,8)] · 10 ⁷
	1,70	21,00	28 (27 ÷ 29)	0,45 (0,15÷0,76)	[3,2 (5, 04 ÷ 7,21)] · 10 ⁷
	1,70	4,00	5 (4 ÷ 9)	-	-

Выводы по результатам исследований

1. Для измерения газопроницаемости влажных глинистых материалов наиболее оптимальны нестационарные методы Build-UP и Pulse-Decay [3]. Метод стационарной фильтрации непригоден из-за большой длительности измерений, приводящей к подсыханию образца. При выполнении измерений газопроницаемости нельзя превышать критического градиента давления, чтобы не вызвать нем появление микротрещин.
2. Оптимальный метод измерения эффективной газовой пористости – газоволюметрический с использованием пикнометрической камеры.
3. В результате работ установлено, что проницаемость изученных образцов варьирует в диапазоне от 1 нД до 72 мД. Наибольшие значения проницаемости наблюдаются у образцов Кантатского месторождения (5,04 – 72,71 мД). Образцы месторождения 10-й Хутор принимают существенно меньшие значения проницаемости (3,43 нД - 15,190 мД). Самая низкая проницаемость у образцов Таганского месторождения (0,000481 нД - 4,61 нД).
4. В большинстве исследованных образцов, заданная и весовая влажности принимают сопоставимые значения. Различия могут быть обусловлены фиксацией ЯМР отдельных видов связанной воды, которая изначально присутствует в глинопорошках.
5. По результатам выполненных исследований установлено, что наилучшими изоляционными характеристиками обладают бентониты месторождения Таганское. Также достаточно низкой газопроницаемостью обладают бентониты месторождения 10-й Хутор. Каолины месторождения Кантатское не рекомендуются для устройства барьеров из-за высокой газопроницаемости.

Литература

1. Bohan Zhou¹, Marcelo Sanchez, and María Victoria Villar. Impact of dry density, saturation, and confinement on gas permeability of clay-barrier materials. E3S Web of Conferences 205, 10006 (2020). ICEGT 2020.
2. L. Xua, W.M. Yea, et al. Investigation on gas permeability of compacted GMZ bentonite with consideration of variations in liquid saturation, dry density and confining pressure. Journal of Contaminant Hydrology 230 (2020) 103622.
3. КОСТ СТ 1001-2020 Породы горные. Методика измерений фильтрационно-емкостных свойств горных пород при различных эффективных давлениях. Корпоративный стандарт.

Построение наиболее вероятных путей образования радионуклидов в алгоритме программы TRACT для оценки неопределенности содержания радионуклидов

Казиева С.Т. м.н.с. ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.ф.-м.н., в.н.с. ИБРАЭ РАН Блохин А.И.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-24-48, эл. почта: kazieva@ibrae.ac.ru

Прогнозирование радионуклидного состава и радиационных характеристик облученных материалов рекомендуется сопровождать оценками погрешностей расчетных величин, обусловленных неопределенностями исходных данных [1, 2]. Одними из важных исходных параметров являются ядерно-физические константы, определяющие скорость образования изотопов, величина их неопределенности обычно достаточно высока. Программа нуклидной кинетики TRACT [3] оценивает изменения изотопного состава ОЯТ и РАО в процессе их нейтронного облучения в результате ядерных реакций и радиоактивного распада образующихся нестабильных нуклидов. Математическая модель нуклидной кинетики представляет собой систему линейных дифференциальных уравнений первого порядка с постоянными коэффициентами, для численного решения которых используется метод матричной экспоненты Дж. Сиделла [4]. В докладе продемонстрированы результаты внедрения алгоритма, которые позволяют оценить диапазон содержания радионуклидов, связанный с неопределенностями ядерно-физических данных (периоды полураспада и сечения реакций).

Алгоритм учета неопределенностей постоянных распада и сечений реакций, реализованный в программе TRACT, основан на математической модели, представленной в документе [5]. Уравнение для оценки неопределенности содержания радионуклида с учетом неопределенностей в сечениях и в константах распада представлено ниже:

$$\left(\frac{\Delta N_{ij}}{N_{ij}} \right)^2 = \sum_{k=1}^{n_r+n_r} \left(\frac{\Delta \sigma_k}{\sigma_k} \right)^2 + \sum_{m=1}^{n_r+n_D+\delta} \left(\frac{\Delta \lambda_m}{\lambda_m} \right)^2, \quad (1)$$

где N_{ij} – количество атомов нуклида i , образующегося по цепочке из нуклида j ; ΔN_{ij} – искомая неопределенность количества атомов нуклида i , образующегося из нуклида j ; n_r – число реакций с долгоживущим нуклидом; n_r – число реакций с короткоживущим нуклидом; σ_k – сечение реакции нуклида под номером k из цепочки, (см^2), где $k = \{1, n_r + n_r\}$; $\Delta \sigma_k$ – неопределенность сечения реакции σ_k , (см^2); n_D – число распадов из долгоживущих нуклидов; λ_m – постоянная распада нуклида под номером m из цепочки, (с^{-1}), где $m = \{1, n_r + n_D + \delta\}$; $\Delta \lambda_m$ – неопределенность постоянной распада λ_m , (с^{-1}); $\delta = 1$, если нуклид i является короткоживущим, и $\delta = 0$, если нуклид i долгоживущий.

Учет неопределенностей всех постоянных распада и сечений реакций, включенных в цепочку образования искомого дочернего изотопа из родительского может привести к высокой погрешности результата расчета, при том, что многие из них будут вносить малый вклад в суммарную величину. Для возможности учета неопределенностей только наиболее важных сечений реакций и периодов полураспада был сформирован алгоритм построения наиболее вероятных путей образования изотопов с достаточно высокими сечениями реакций на основе данных, представленных в библиотеках ядерно-физических констант программы TRACT (библиотек сечений реакций, выходов продуктов деления, радиационных характеристик ядер и т.д.). Данный подход основан на предположении, что влияние цепочек (путей) образования изотопов с малыми сечениями реакций будет незначительным, как на величину содержания искомого изотопа, так и на величину неопределенности его содержания.

В качестве примера на рисунке 1 приведена цепочка образования ^{238}Pu из родительского изотопа ^{238}U , сгенерированная программой TRACT, а также результат оценки неопределенности содержания ^{238}Pu с учетом неопределенности постоянных распада и сечений реакций. При построении цепочки были заданы следующие условия: длина цепочки из пяти или менее звеньев, величина сечения реакции не меньше 10^{-5} барн. Результаты расчета содержания ^{238}Pu получены на конец облучения. Итоговое значение относительной неопределенности содержания ^{238}Pu ($\pm 44\%$), образующегося по конкретной цепочке из исходного изотопа ^{238}U , подтверждает значительное влияние неопределенности ядерных констант, в особенности сечений реакций, на результат расчета. Дополнительно на рисунке 2 приведена

цепочка образования ^{238}Pu из родительского изотопа ^{238}U , построенная при следующих условиях: длина цепочки из пяти или менее звеньев, величина сечения реакции не меньше 10^{-10} барн. Высокое итоговое значение относительной неопределенности содержания ^{238}Pu ($\pm 203\%$), образующегося из исходного изотопа ^{238}U по этой цепочке, демонстрирует необходимость учета только наиболее значимых констант при оценке неопределенности описанным методом для получения корректной оценки.

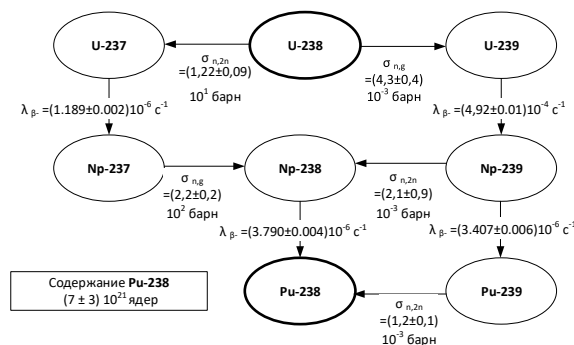


Рис.1 - Цепочка образования ^{238}Pu из родительского изотопа ^{238}U при величине сечения реакции не меньше 10^{-5} барн

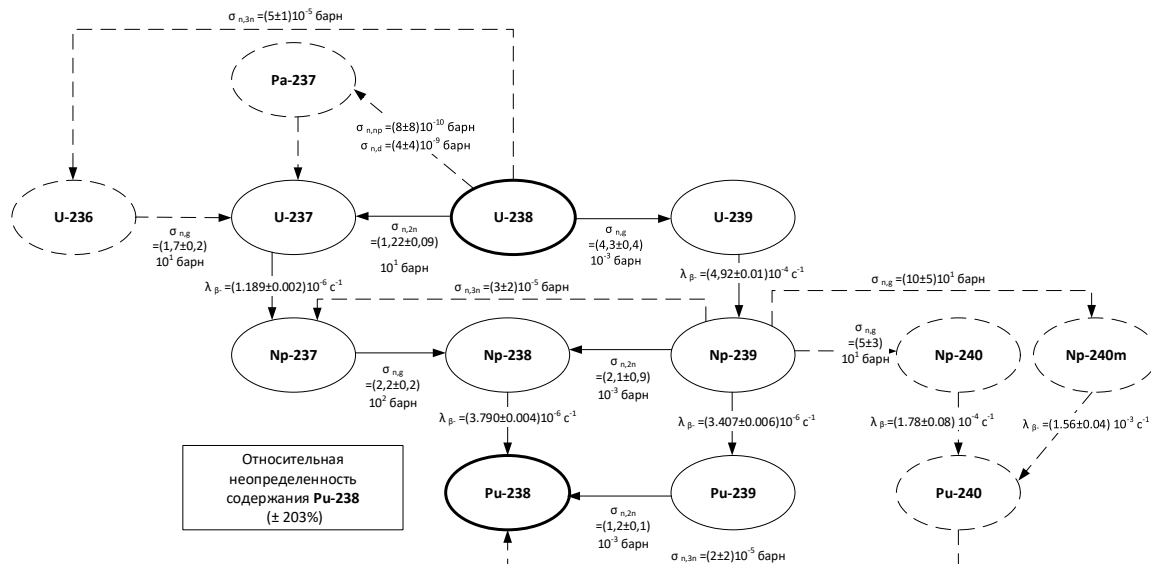


Рис.2 - Цепочка образования ^{238}Pu из родительского изотопа ^{238}U при величине сечения реакции не меньше 10^{-10} барн

Построенные наиболее вероятные пути образования радионуклидов в алгоритме программы TRACT позволят определять основные родительские изотопы, реакции или распады, влияющие на накопление искомых изотопов, что будет использоваться при анализе данных.

Литература

1. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии "Оценка долговременной безопасности пунктов приповерхностного захоронения радиоактивных отходов" РБ 117-16. Дата введения: 14.12.2016. Утверждён: 14.12.2016. ФБУ НТЦ ЯРБ. - 2017 г.
2. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии "Рекомендации по оценке погрешностей и неопределенностей результатов расчетных анализов безопасности атомных станций" РБ 166-20. Дата введения: 30.07.2020. Утверждён: 30.07.2020. ФБУ НТЦ ЯРБ. – 2021 г.
3. Блохин А. И. Применение расчетного кода TRACT для оценок радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО класса 1 // Радиоактивные отходы 2020. № 4 (13). С. 99—111.
4. Sidell J. EXTRA - A digital computer program for the solution of stiff sets of ordinary value, first order differential equations. – AEEW-R-799. – 1972.
5. R.A. Forrest /FISPACT-2007: User manual //EURATOM/UKAEA Fusion. March 2007.

Разработка аналитического метода расчета надежности и прогнозирования ресурсных характеристик элементов РУ

Камбаров Н.М., инженер 3 кат. АО «НИКИЭТ»

Научный руководитель: к.т.н. главный научный сотрудник. АО «НИКИЭТ» Шиверский Е.А.

Акционерное общество «Ордена Ленина научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежала

тел.: (915) 837-25-06, эл. почта: kambarov_nm@nikiet.ru

Необходимость обеспечения достаточной надежности и безопасности реакторных установок, прогнозирование ресурсных характеристик отдельных элементов РУ на всем сроке эксплуатации является актуальной задачей реакторостроения в целом. Для решения задач прогнозирования ресурсных характеристик используются как статистические, так и иные методы, включая аналитические, методы Монте-Карло и т.д. Зачастую приходится использовать статистику полученную на основе опыта эксплуатации изделий аналогов.

Ограничивая область исследования (обобщая статистику и используя ГУ и НУ) до конкретных элементов, входящих в состав РУ, можно разработать аналитические методы расчета надежности и прогнозирования ресурсных характеристик таких элементов, с учетом влияния коррозионных процессов, процессов старения и деградации за счет ионизирующих излучений.

В данной статье представлена методика оценки надежности конструктивных элементов с использованием метода линеаризации [1], [2] уравнений и её сравнение с методом Монте – Карло [3], предусматривающим варьирование случайных величин, входящих в модели деградации материалов и трещинообразования. В качестве примера представлены результаты применения методики для конструктивных элементов жидкометаллических РУ. Исходные данные в обоих случаях находятся путем обобщения статистических данных, полученных на основе испытания механических свойств, изучения опыта эксплуатации рассматриваемых элементов или их аналогов.

Полученные результаты показывают, что расхождение значений вероятностей разрушения, рассчитанных двумя методами, не превышает 10%.

Литература

1. Zhang Z., Jiang C., Wang G.G., Han X. First and second order approximate reliability analysis methods using evidence theory. – ELSEVIER : Canada, 2014.
2. Yan-Gang Zhao, Tetsuro Ono. A general procedure for first/second-order reliability method (FORM/SORM). – Department of Architecture, Nagoya Institute of Technology, Gokiso-cho, Showaku, Nagoy, ELSEVIER Japan, 1999.
3. Соболев И.М. Численные методы Монте-Карло. Издательство «Наука» главная редакция физико-математической литературы, Москва, 1973.

Оценка радиационной безопасности при обосновании выбора сценария вывода из эксплуатации радиационно опасного объекта с применением программного комплекса КОРИДА

Катаев Е.В., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: н.с. ИБРАЭ РАН Кизуб П.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-89 эл. почта: kataev@ibrae.ac.ru

При обосновании безопасности проведения практических работ по демонтажу в рамках вывода из эксплуатации (ВЭ) радиационно-опасного объекта (РОО) необходимо предварительно оценить изменение дозовых полей около объекта. Практика такова, что как правило перечень необходимых для проведения расчетов данных, в полной мере, отсутствует, поэтому на этапе разработки расчётной модели необходимым является детальный анализ имеющихся исходных данных, который зачастую приводит к выявлению ряда неопределённостей (характеристик источников ионизирующих излучений). В данной работе рассмотрены этапы разработки и валидация расчётной модели в условиях неопределённостей исходных данных на примере расчётов дозовых полей, формирующихся при демонтаже парогенераторного бокса (далее – бокс).

На первом этапе разработана трехмерная детализированная модель бокса с применением аттестованной программы TDMCC [1], входящей в состав программного комплекса КОРИДА [2]. Исходные геометрические данные бокса и оборудования взяты из имеющейся цифровой информационной модели, которая включала в себя два парогенератора, концевые холодильники, трубные обвязки, а также стены и перекрытия помещения. В качестве примера, на рисунке представлены разработанные модели [3] бокса: а) до начала проведения демонтажных работ и б) для этапа демонтажа № 4 (см. таблицу), когда демонтирована трубная обвязка, кольцевые холодильники, вскрыт и демонтирован наполовину один из парогенераторов.

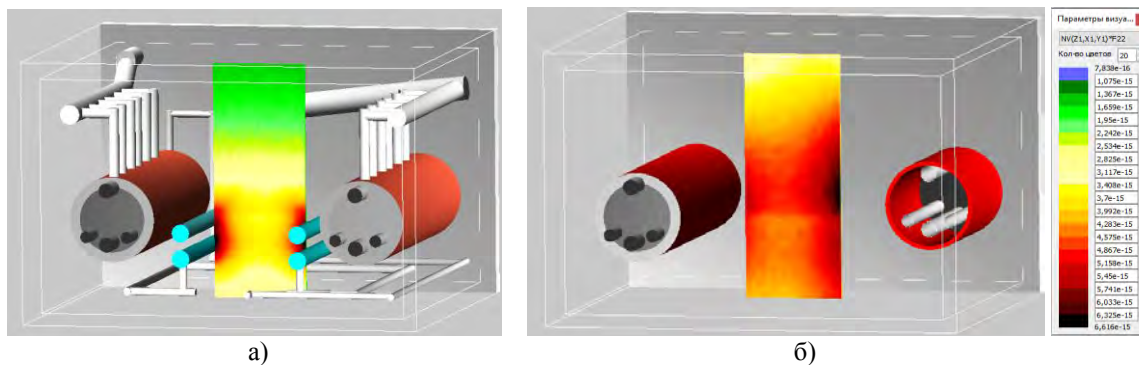


Рис.1. Пространственное распределение МЭД (в отн. ед.) в центре бокса:
а) до демонтажа; б) при реализации этапа №4 демонтажа

В качестве источников излучений рассматривались внутренние поверхности парогенераторов, холодильников и двух трубопроводов. Радионуклидный состав загрязнений (^{60}Co , ^{137}Cs , ^{152}Eu и ^{154}Eu) и удельные радионуклидные активности взяты из протоколов лабораторных испытаний проб отложений на внутренних поверхностях оборудования. При анализе исходных данных выявлено, что отсутствовали данные об уровне активности загрязнений в трубопроводах, пространственных распределениях загрязнений и, главное, о загрязнениях внутренних труб парогенераторов, где ожидаются максимальные активности. Также предварительные расчёты выявили несоответствие между заявленными удельными активностями источников и измеренными в нескольких точках значениями мощности эффективной дозы (МЭД).

Выполнены предварительные исследования с целью определения активностей загрязнений труб парогенераторов расчетным способом (сравнение с МЭД). В ходе исследования решалась обратная задача: восстановление активности источников излучения по измеренным значениям МЭД в наборе

точек внутри бокса. В ходе проведения многовариантных расчётов восстановлено пространственное распределение источников и проведена валидация модели на измеренных значениях МЭД внутри бокса.

Используя верифицированную расчётную модель рассмотрены различные этапы ВЭ бокса при проведении демонтажных работ (см. таблицу). Для примера на рисунке приведены полученные по результатам расчетов пространственные распределения МЭД в центральной части бокса для двух этапов: максимальные значения МЭД до демонтажа приходятся на область вблизи холодильников, а для этапа демонтажа № 4 – на область вблизи вскрытого парогенератора.

В результате проведения вариантных расчетов полей гамма-излучения внутри бокса были спрогнозированы дозы облучения за смену для персонала, участвующего в демонтажных работах, и определен сценарий демонтажа, при котором эта доза минимизируется.

Сводные данные по максимальным значениям МЭД и прогнозируемым дозам за смену для выбранного сценария демонтажа представлены в таблице.

Таблица 1. Радиационная обстановка внутри парогенераторного бокса на различных этапах демонтажа оборудования

№	Этап демонтажа	МЭД _{макс} , мкЗв/ч	Доза за смену (8 ч), мкЗв
1	Демонтирована трубная обвязка	3,5	28
2	Демонтирована трубная обвязка + вскрыт холодильник	2,2	17,6
3	Демонтированы трубная обвязка, холодильники + вскрыт парогенератор	18	144
4	Демонтированы трубная обвязка, холодильники и половина труб внутри вскрытого парогенератора	18	144
5	Демонтированы трубная обвязка, холодильники и трубы парогенератора	4,6	36
6	Демонтированы трубная обвязка, холодильники, трубы парогенератора и половина его обечайки	4,2	33

Результаты вариантных расчётов показали, что персонал, участвующий в ВЭ бокса по выбранному сценарию, не получит суммарно по всем этапам демонтажа дозу, превышающую 5 мЗв (допустимая годовая дозовая нагрузка на персонал группы Б [4]), что говорит об отсутствии необходимости принятия дополнительных мер снижения дозовой нагрузки.

Таким образом, расчеты с использованием программного комплекса КОРИДА позволили разработать валидированную расчетную модель парогенераторного бокса и обосновать выбор сценария проведения его демонтажных работ в условиях неопределённости исходных данных.

Литература

1. Программа TDMCC (Time dependent Monte Carlo Code). Житник А.К., Рослов В.И., Семенова Т.В. и др. Свидетельство о государственной регистрации №2010614412 ФГУП "РФЯЦ ВНИИЭФ".
2. А.А. Аракелян, А.И. Блохин, П.А. Блохин и др. Развитие программного комплекса КОРИДА и опыт его применения при решении задач с ОЯТ и РАО // Радиоактивные отходы. – 2022. - № 3 (20). – С. 107-113.
3. Блохин П.А., Ванев Ю.Е., Сипачёв И.В. Специализированный графический редактор для разработки трехмерных моделей ЯРОО и конвертации геометрических параметров в формат монте-карловских программ / Препринт Ин-т проблем безопас. развития атом. энергетики РАН, № ИБРАЕ-2018-05. – М.: ИБРАЭ РАН, 2018. – 11 с.
4. СанПиН 2.6.1.2523-09 "Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)" от 14.08.2009 № 14534

Оценка влияния эффекта "фокусировки" потока тепла на проплавление боковой стенки устройства для сбора топлива РУ с натриевым теплоносителем с использованием моделей кода HEFEST

Ковешников К.С., студент 5 курса НИУ МЭИ

Научный руководитель: к.ф.-м.н., снс ИБРАЭ РАН Моисеенко Е.В.

тел. (977) 597-02-39, эл. почта: koveshnikovks@ibrae.ac.ru

При гипотетической тяжелой аварии на реакторах с натриевым теплоносителем возможно перемещение расплава из активной зоны в устройство для сбора топлива (УСТ). В результате внутри УСТ может сформироваться многослойная среда с сильно неоднородными свойствами. Для определения возможности проплавления УСТ необходима надежная оценка динамики поведения расплава, в том числе свободной конвекции внутри слоев расплава и тепловых потоков на корпус. . Можно ожидать, что расплав внутри УСТ расслаивается на две несмешивающиеся фазы – более плотную оксидную, в которой содержится основная масса МОХ топлива, и менее плотную металлическую, в которую попадает сталь, из которой состоит корпус УСТ. По мере расплавления УСТ растет толщина слоя металлической фазы над расплавом МОХ топлива. При этом увеличивается интенсивность свободной конвекции в металлическом слое, и возникает так называемый «эффект фокусировки», который заключается в возрастании плотности потока тепла с боковой поверхности металлического слоя в стенку УСТ [1]. В работе [2] проведено моделирование поведения расплава в устройстве для сбора топлива РУ БН-1200. Моделирование проводилось средствами модуля HEFEST-FR, который входит в интегральный код ЕВКЛИД/V2. В работе было показано, что проплавление стенки УСТ при тяжелой аварии на РУ БН-1200 не произойдет, но в модуле HEFEST-FR влияние свободной конвекции на поведение расплава моделируется весьма упрощенно. В данной работе проводится оценка распределения тепловых потоков с более детальным учетом свободной конвекции, в частности – эффекта фокусировки.

В работе проводится моделирование поведения расплава внутри УСТ при гипотетической тяжелой аварии для реакторной установки с натриевым теплоносителем средствами кода HEFEST. Код HEFEST моделирует динамику поведения расплава с учетом его расслоения, плавления, свободной конвекции, излучения, выхода продуктов деления и др. [3]. Конвекция в коде HEFEST моделируется с помощью модели эффективных ортотропных коэффициентов теплопроводности (ЭОТ). Для материалов расчетной области вводятся два коэффициента теплопроводности – вдоль радиуса λ_r и вдоль аксиальной координаты λ_z . Учет конвективного перемешивания происходит за счет увеличения ортотропных коэффициентов на некоторое значение, величина которого определяется из экспериментальных зависимостей. В экспериментальную базу модели ЭОТ входят эксперименты на полусферических сосудах – эксперименты BALI[4], а также эксперименты на цилиндрических сосудах – серия экспериментов BAFOND[5].

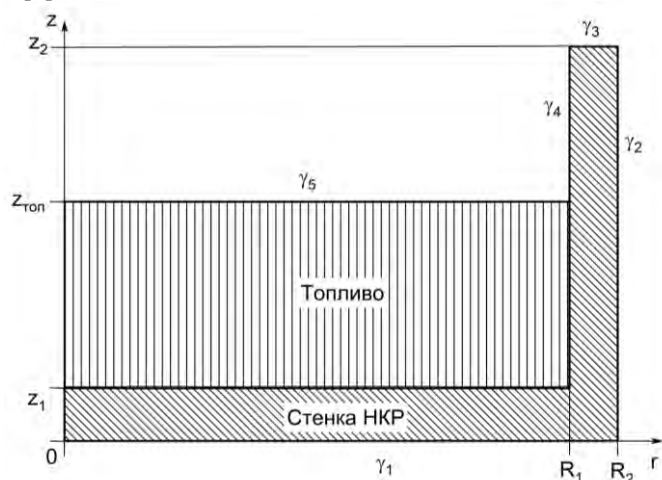


Рис.1. – Расчетная область в начальный момент времени

Расчет начинался с момента попадания расплава МОХ топлива в УСТ, начальные температуры УСТ и расплава топлива принимались 953 К и 3100 К соответственно, начальное состояние системы изображено на рисунке 1. Задача решалась в осесимметричной геометрии. На всех границах были заданы конвективные граничные условия. Расплав МОХ топлива имел начальное объемное тепловыделение равное $q_v = 23,16$ МВт/м³. Свойства стали в расчёте не зависели от температуры и принимались постоянными, свойства МОХ топлива менялись с температурой и задавались таблицей.

Следует отметить значительные неопределённости как граничных условий, так параметров модели теплопроводности. Для их учёта были проведены многовариантные расчеты с варьированием коэффициентов теплоотдачи, среднемассовых температур жидкого натрия, объемного тепловыделения и коэффициентов ЭОТ. В результате были оценены условия, при которых может произойти проплавление стенки УСТ вследствие фокусировки теплового потока.

Литература

1. T.G. Theofanous, C. Liu, S. Additon, S. Angelini, O. Kymäläinen, T. Salmassi, In-vessel coolability and retention of a core melt, Nuclear Engineering and Design, Volume 169, Issues 1–3, 1997, Pages 1–48.
2. А.А. Бутов, Д.Д. Каменская, И.А. Климонов, Н.А. Мосунова, Э.В. Усов, С.В. Цаун, И.В. Чухно Моделирование поведения расплава в устройстве для сбора топлива реакторной установки с натриевым теплоносителем с помощью модуля HEFEST-FR интегрального кода ЕВКЛИД/V2. Теплоэнергетика, 2023, №11, с.5-13.
3. Филиппов А.С. Разработка, верификация, применение программных средств расчётного анализа поздней стадии тяжёлой аварии на АЭС с ВВЭР. Диссертация на соискание учёной степени доктора технических наук. М., ИБРАЭ РАН, 2013.
4. Alvarez D., Malterre P., Seiler J.M. Natural convection in volume heated liquid pools – the BAFOND experiments: proposals for new correlations. Science and technology of fast reactor safety. BNES, London, 1986.
5. Bonnet J.M. and Seiler J.M. (1999) Thermal hydraulic phenomena in corium pools: the BALI Experiment, ICONE-7, Tokyo, Japan, April 19-23, Paper-7057.

Формирование и растворение пористого слоя магнетита в контакте со свинцово-висмутовой эвтектикой: локально равновесный термодинамический подход

Колотинский Д.А., Николаев В.С.

Объединённый институт высоких температур РАН
Московский физико-технический институт (НИУ)

тел.: (925) 570-59-91, эл. почта: kolotinskiy.da@phystech.edu

Разработана общая локально равновесная термодинамическая модель для описания процессов формирования и растворения пористого внешнего слоя оксидной пленки на поверхности стали (железной шпинели или магнетита) в контакте с эвтектической средой свинец-висмут [1]. Графическая схема, иллюстрирующая рассматриваемые процессы в модели, приведена на Рис. 1. Модель позволяет прогнозировать закон роста внешнего слоя оксидной пленки в зависимости от концентрации растворенных кислорода и железа в теплоносителе, температуры, скорости теплоносителя и закона роста внутреннего слоя оксидной пленки (хромистой шпинели). Основное преимущество подхода заключается в том, что модель зависит от полностью физического набора параметров, которые могут быть либо определены экспериментально, либо рассчитаны с помощью моделирования, например, методом молекулярной динамики. Также показано, как разработанная термодинамическая модель может быть согласована с моделями роста внутреннего слоя оксидной пленки, например, моделью точечных дефектов, и гидродинамическим описанием теплоносителя. Сравнение с имеющимися экспериментальными данными позволяет объяснить явление растворения магнетита при высоких значениях скорости потока теплоносителя.

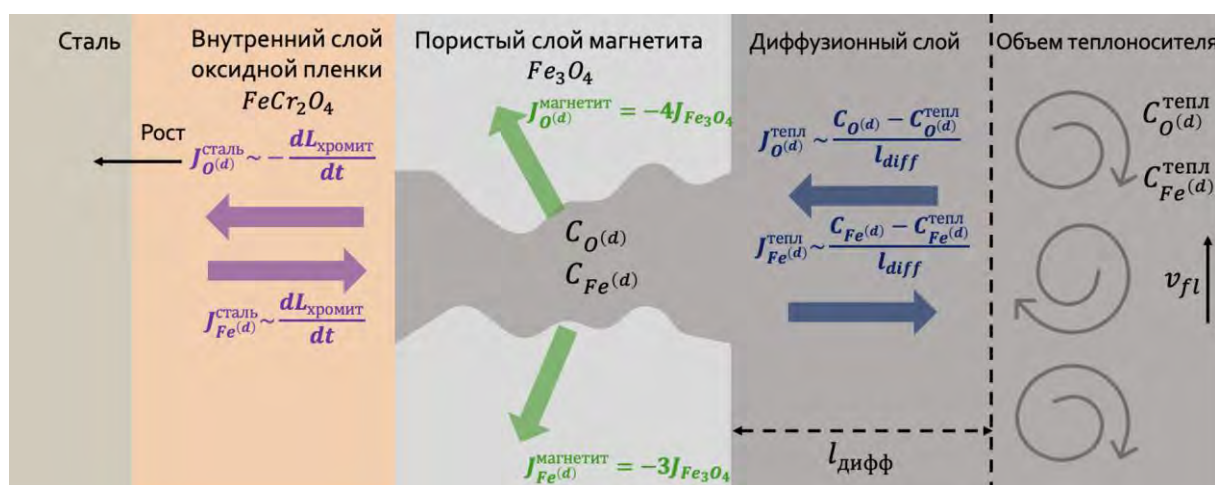


Рис. 1. Графическая иллюстрация процессов, рассматриваемых в модели растворения и образования пористого слоя магнетита.

Литература

1. Kolotinskii D., Nikolaev V. Formation and dissolution of porous magnetite layer in contact with lead-bismuth eutectic: locally equilibrium thermodynamic model // Available at SSRN 4639415.

Расчетное обоснование размещения постов АСКРО в арктической зоне Российской Федерации с учетом движения судов с ЯЭУ

Коняев П.А., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н. Киселев А.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: konyaev@ibrae.ac.ru

Одной из важнейших задач атомной отрасли является обеспечение радиационной безопасности персонала объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) и населения. Защита населения, в случае возникновения аварий на ОИАЭ, обеспечивается комплексно. Одной из таких мер безопасности является установка в окрестностях ОИАЭ и на территориях автоматизированных систем контроля радиационной обстановки (АСКРО), которые предназначены для информационно-аналитической поддержки принятия управленческих решений, направленных на обеспечение радиационной безопасности населения и окружающей среды [1]. При участии ИБРАЭ РАН была разработана методика «Размещение постов автоматизированной системы контроля радиационной обстановки вокруг атомных станций» [2], которая формулирует принципы и задачи размещения АСКРО для АЭС. Развитие атомного флота, в частности ледоколов и плавучих атомных теплоэлектростанций, создает аналогичные запросы обеспечения безопасности населения. Для подвижных ядерных энергетических установок (ЯЭУ) подходы к размещению постов АСКРО отсутствуют. Так как прямая адаптация методики [2] для задач с подвижным источником невозможна, то была проведена её модернизация с применением новых подходов, которые позволяют учесть неопределенность расположения источника выброса. Реализация методики возможна на любом программном средстве негауссовского типа, где реализован учет динамики атмосферного переноса.

Ниже представлены основные шаги разработанного расчетного подхода, в его основе, как и в [2], находится многовариантный расчет атмосферного переноса с учетом динамики мощности дозы. Многовариантный расчет включает в себя серии расчетов атмосферного переноса и мощности дозы с варьируемым временем начала выброса. Такой подход позволяет учесть характерные метеорологические изменения для региона за рассматриваемое время. В качестве исходных данных была выбрана гипотетическая траектория судна с ядерным реактором типа КЛТ-40. Ключевым отличием адаптированной методики для подвижных ЯЭУ является составление минимального и максимального источника выброса на основе запроектных или проектных аварий, где минимальный аварийный выброс, по аналогии с оригинальной методикой [2], соответствует 20 ТБк, а максимальный аварийный выброс принимается максимальным из вероятностных сценариев аварий.

На протяжении всей траектории следования судна с ЯЭУ устанавливаются точки на расстоянии друг от друга, определяемом экспертно, на основе погрешности входных данных метеорологии, подстилающей поверхности и размера расчетной ячейки. В проведенном расчете расстояние между точками равно одному километру. После этого в каждой точке траектории проводился многовариантный расчет по всей выборке метеорологических полей. Моделирование каждого возможного варианта проводилось в два этапа. На первом этапе проходил расчет учета динамики мощности дозы с минимально возможным источником выброса для оценки возможности фиксации выброса. На втором этапе проводился расчет доз на население с максимально возможным источником для оценки последствий. Результаты моделирования систематизировались в каждой точке расчетной области. Если в рассматриваемой точке, за время моделирования расчета мощности дозы, наблюдалось превышение среднего природного радиационного фона ($\approx 0,1$ мкЗв/ч), то для данной точки превышение фона считается зафиксированным. Аналогичная процедура проводилась для расчета максимально возможных доз для населения со значением доз 10 мкЗв, 50 мкЗв, 100 мкЗв, 500 мкЗв, 1 мЗв и 5 мЗв. Данные значения доз варьировались для оценки влияния на итоговое количество и места расположения постов АСКРО. Далее, для каждой точки расчетной области оценивались вероятности превышения, связанные с разными метеорологическими условиями. Ниже, на рисунке 1, представлены картограммы распределения вероятности превышения фоновой мощности дозы и дозы (10 мкЗв) по всей гипотетической траектории судна. Важно отметить неоднородную вероятность превышения фоновых значений. Такое распределение связано со сложностью рельефа, устойчивой стратификацией и наличием крупного водоема. Также стоит обратить внимание, что превышения уставки мощности дозы и дозы

уменьшаются экспоненциально по мере удаления от источника выброса. Таким образом, с учетом годовой метеорологической неопределённости получено, что превышения мощности дозы и дозы на рассматриваемой траектории могут быть зафиксированы на берегу менее чем в 10 процентах случаев.

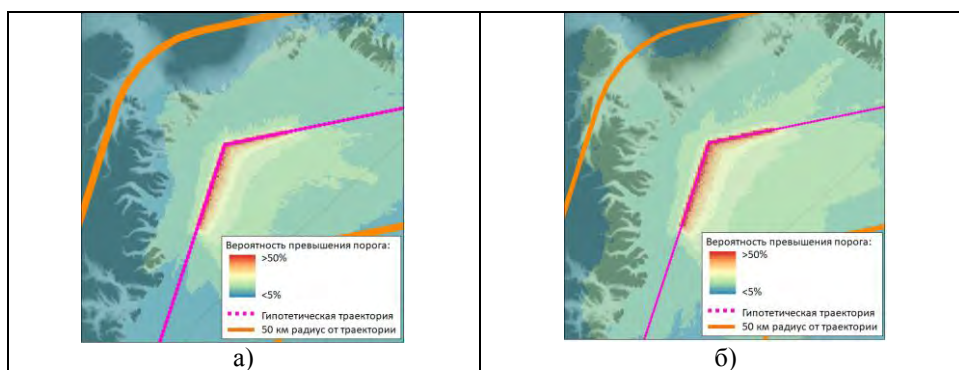


Рис.1 – Картограмма распределения вероятности превышения фона 0,1 мкЗв/ч (а) и дозы 10 мкЗв (б) для рассматриваемой гипотетической траектории судна

Далее проводится расчет количества и мест расположения постов АСКРО. Главным принципом размещения постов АСКРО является фиксация системой 95% возможных выбросов при возможных метеоусловиях во всех населенных пунктах (НП) с минимальным количеством постов в системе.

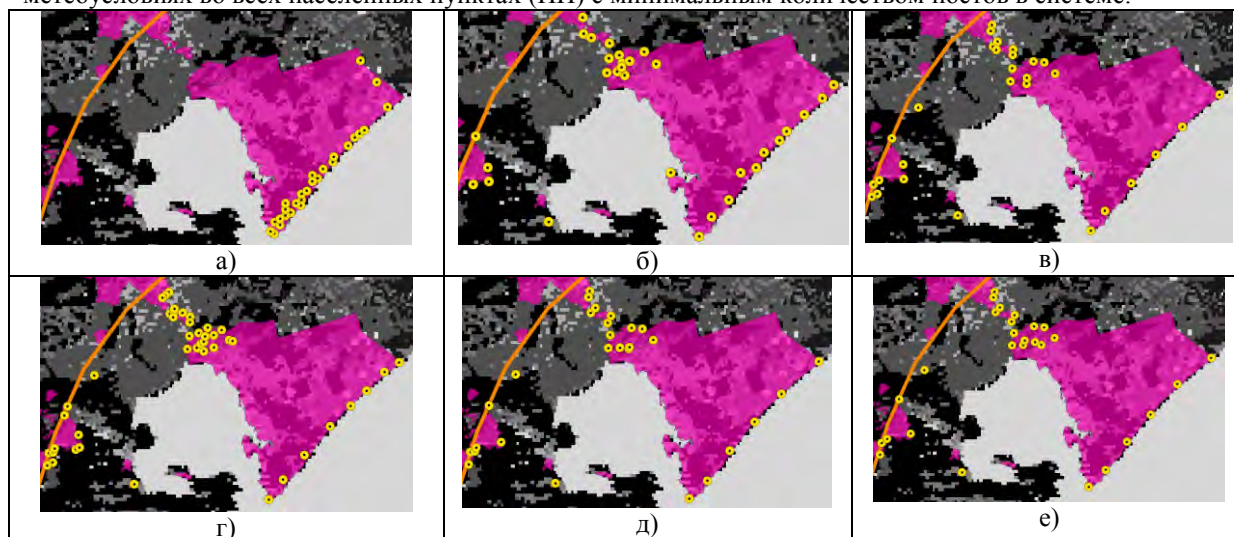


Рис.2 – Расчетное расположение системы датчиков АСКРО на основе распределения вероятности превышения доз 10 мкЗв (а), 50 мкЗв (б), 100 мкЗв (в), 500 мкЗв (z), 1 мЗв (d) и 5 мЗв (e)

На рисунке 2 представлены системы датчиков АСКРО в населенных пунктах рассматриваемой области на основе разработанной методики с использованием полученных распределений вероятности превышения уставок фона (0,1 мкЗв/ч) и доз (10 мкЗв, 50 мкЗв, 100 мкЗв, 500 мкЗв, 1 мЗв и 5 мЗв). На картограммах видно, что уровень уставки прямо влияет на распределение датчиков АСКРО. Например, при относительно высоком пороге дозы в 5 мЗв видно, как датчики располагаются только в ближайшем НП и покрывают всю прибрежную зону с шагом 1 км. При минимальном рассматриваемом пороге уставки в 10 мкЗв датчики распределены во всех НП, а шаг расстановки датчиков у побережья увеличился до чуть более, чем 5 км. Стоит отметить, что скопление датчиков на рисунке 2 (г) связано с аналогичным эффектом, как и на рисунке 2 (а) в прибрежной зоне, но усугублено тем, что в данной области расположено 7 НП со сложными административными границами.

Литература

1. Положение об отраслевой автоматизированной системе контроля радиационной обстановки Госкорпорации «Росатом» (утверждено приказом Госкорпорации «Росатом» от 08.12.2022 г. № 1/1642-П).
2. Размещение постов автоматизированной системы контроля радиационной обстановки вокруг атомных станций, АО «Концерн Росэнергоатом». Методика МТ 1.1.4.02.999.1720-2020.

Влияние развития набухания на микробную активность в компактированных бентонитах при захоронении РАО

Королева Т.А.^{1,2}, Роцин М.О.³

Научный руководитель: к.г.-м.н., внс ИГЕМ РАН Крупская В.В.

¹Институт геологии рудных месторождений, петрографии, минералогии и геохимии РАН

²Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова

³Российский государственный геологоразведочный университет имени Серго Орджоникидзе

тел: (925) 457-38-54, эл.почта: tanakoro@yandex.ru

Благодаря своим высоким сорбционным и гидроизоляционным свойствам бентониты используются для создания инженерных барьеров безопасности (ИББ) при захоронении различных классов радиоактивных отходов (РАО). Одним из компонентов ИББ в пункте глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО) является буферный слой, задачей которого является обеспечение механических, геохимических и гидрогеологических условий изоляции РАО, защита упаковки РАО от воздействия опасных процессов и явлений, а также препятствие миграции радиоактивных веществ в случае повреждения контейнера с РАО [1]. Предполагается использование бентонита из месторождений 10-й Хутор (Российская Федерация, респ. Хакасия) и Таганское (Казахстан) и смеси на их основе в качестве материала для буферного слоя в РФ.

Одним из важных факторов, влияющих на изоляционные свойства буферного слоя является жизнедеятельность микроорганизмов. Существует большое количество разнообразных видов микроорганизмов, способных выживать в совершенно различных и даже экстремальных условиях. В барьерных материалах для ПГЗРО, приготовленных на поверхности даже при химической и температурной обработке могут оставаться малоактивные формы микроорганизмов. Их жизнедеятельность в материалах ИББ может привести к образованию путей миграции радионуклидов, изменению состава, строения и свойств материалов буферного слоя, коррозии материала контейнера и др. [2].

Во многих совместных работах финских и шведский ученых указывается, что при высокой плотности бентонита бактерии не смогут размножаться. Микробиологическая активность уменьшается с увеличением плотности бентонитового буфера, что связано с увеличением давления набухания смектита. Предполагается, что давление набухания необходимое для снижения микробной активности должно быть более 1-2 МПа [3].

Для оценки влияния набухания бентонитов на жизнедеятельность микроорганизмов были проведены испытания по инкубации и определению численности аэробных гетеротрофных бактерий в образцах из месторождений 10-й Хутор и Таганское при разных плотностях - 1,2 и 1,45 г/см³ и проведены эксперименты по определению показателей набухания образцов.

По результатам исследований происходит снижение численности микроорганизмов при увеличении плотности компактирования бентонитов (рисунок 1), что связано с уменьшением пространства для жизнедеятельности и не благоприятностью условий для развития. При отсутствии набухания увеличивается численность микроорганизмов на 1-2 порядка.

Также отмечается изменение в строении октаэдрических сеток смектита бентонита из Таганского месторождения после экспериментов, что свидетельствует о его меньшей устойчивости по сравнению с бентонитом месторождения 10-й Хутор.

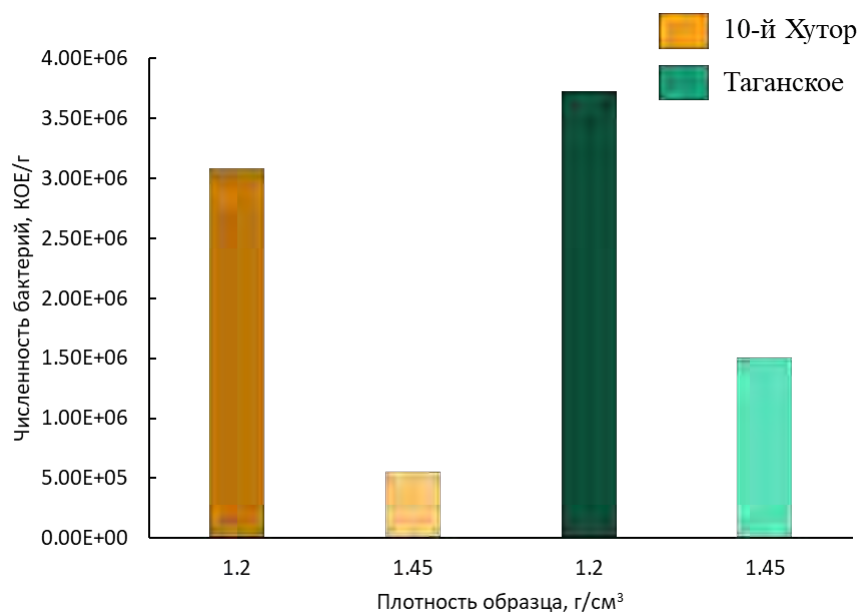


Рис.1. Изменение численности аэробных гетеротрофных бактерий в образцах бентонитах разной плотности после набухания

Литература

1. Крупская В. В., Тюпина Е. А., Закусин С. В., Ильина О. А., Савельева Е. А. Обоснование выбора глинистых материалов для разработки инженерных барьеров безопасности при изоляции РАО в ПГЗРО на участке недр «Енисейский» // Радиоактивные отходы. 2023. № 2 (23). С. 98—112. DOI: 10.25283/2587-9707-2023-2-98-112.
2. Сафонов А. В., Болдырев К. А. Исследование биогенных процессов в ПИЛ ПГЗРО в Нижнеканском массиве // Радиоактивные отходы. — 2019. — № 2 (7). — С. 92—100. DOI: 10.25283/2587-9707-2019-2-92-100.
3. Posiva SKB, Report 01, 2017. Safety functions, performance targets and technical design requirements for a KBS-3V repository. Svensk Kärnbränslehantering AB, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management CO.

К вопросу о проблеме оценки ядерной безопасности пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов

Кулиш Е. С., *техник ИБРАЭ РАН*

Научный руководитель: Кизуб П. А., *научный сотрудник ИБРАЭ РАН*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: 8 (495) 955-23-89, эл. почта: kulish-kev@ibrae.ac.ru

В процессе переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) образуются жидкие высокоактивные радиоактивные отходы (РАО), которые принято иммобилизовать, в частности, методом остекловывания, для дальнейшего обращения с ними. Полученные остеклованные высокоактивные РАО (ОВАО) подлежат окончательной изоляции (захоронению) в специальных пунктах глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО). Согласно нормативно-правовым документам [1], для таких объектов еще на этапе их проектирования требуется проведение расчётов в обоснование ядерной безопасности (ЯБ).

В виду наличия в ОВАО трансурановых элементов с большим периодом полураспада, с течением времени в них происходит перераспределение концентраций делящихся материалов, что, совместно с эволюцией объекта захоронения в целом (разрушения барьеров безопасности, изменения конфигурации ОВАО в хранилище), может привести к изменению критичности ячейки захоронения ПГЗРО. Учёт этих обстоятельств требует на этапе проектирования ПГЗРО проведения расчетных оценок.

В настоящее время в Красноярском крае в горных породах Нижнеканского массива проектируется ПГЗРО, куда планируется поместить накопленные на ПО «Маяк» ОВАО в виде алюмо-фосфатных стекол (АФС). В основном, это отходы от переработки ОЯТ реакторов типа ВВЭР-440 [2, 3].

Целью данной работы является проведение расчётов на критичность для консервативного сценария ПГЗРО для дальнейших оценок долговременной ЯБ проектируемого пункта глубинного захоронения накопленных ОВАО в виде АФС. Для этого были проведены многоэтапные исследования и расчёты с целью получения состава ОВАО с максимально возможным содержанием делящихся материалов (ДМ). Схема их проведения представлена на рисунке 1.



Рис. 1. Схема оценки долговременной ядерной безопасности ПГЗРО

На первом этапе проведенных оценок расчётным методом получен состав ОЯТ, образовавшегося в результате эксплуатации РУ ВВЭР-440 с начальным обогащением топлива 3,6% по ^{235}U , выгоранием 60 ГВт сут/т U и временем выдержки 7 лет. Для этого был применён код нуклидной кинетики TRACT [4], предназначенный для моделирования радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО.

Остаточное количество урана и плутония может различаться для разных кампаний по переработке. В связи с этим для моделирования консервативного сценария необходимо выбрать составы ОВАО с максимальным остаточным содержанием урана и плутония. С этой целью была изучена База данных остеклованных ВАО ФГУП «ПО Маяк» [5] (БД) и выбраны три кампании переработки ВАО, которые проводились в начале отработки технологий их остекловывания и характеризовались наиболее высоким содержанием урана и плутония в полученных ОВАО. Помимо этого, для оценки наиболее опасного с точки зрения ЯБ сценария необходимо определить время, прошедшее после захоронения ОВАО, при котором концентрация ДМ будет максимальна. Для этого с использованием кода TRACT смоделированы составы ОВАО в зависимости от времени. Время, через которое будет достигнута максимальная концентрация ДМ, составит порядка 29,5 тыс. лет (рисунок 2). Получено, что через это время после захоронения концентрация ДМ будет в 4 раза больше, чем при на момент захоронения.

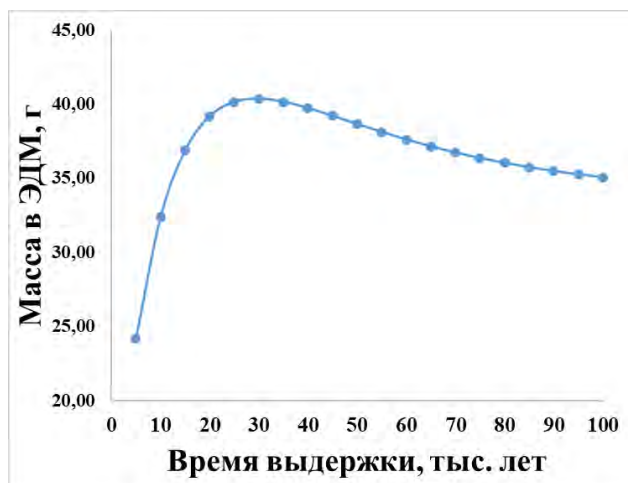


Рис. 2. Зависимость массы ДМ от времени, прошедшего после захоронения для одной из рассматриваемых кампаний

Предполагается, что через такие времена все защитные оболочки ОВАО будут разрушены. Тогда наихудший сценарий состоит в том, что ОВАО из всех бидонов соберутся в одном месте, представив собой единый объём. В модельных расчетах ОВАО представляет собой цилиндр, размещенный на дне хранилища и имеющий минимально возможную площадь поверхности.

С использованием принятой модели ПГЗРО и программы TDMCC [6] проведены варианты расчёты на критичность. Полученные значения эффективного коэффициента размножения нейтронов ($K_{эф}$) составили $\sim 0,004$ для всех рассматриваемых кампаний, что говорит о глубокой подкритичности рассматриваемой системы.

Таким образом, в работе показана возможность обоснования долговременной ядерной безопасности ПГЗРО с применением предложенного алгоритма проведения расчетно-аналитических оценок.

Литература

1. РБ-003-21 // Оценка долговременной безопасности пунктов глубинного захоронения радиоактивных отходов – Москва 2021
2. Баторшин Г.Ш., Ремизов М.Б., Козлов П.В., Логунов М.В., Кустов С.В. Технология переработки ядерного наследия ФГУП «ПО «Маяк» – накопленных высокоактивных гетерогенных отходов // Вопросы радиационной безопасности – 2015 – №1 (77) – С. 3-10. – ISSN: 1816-9643
3. П.В. Козлов, М.Б. Ремизов, М.В. Логунов, В.К. Колтышев Варианты реализации технологии предварительной подготовки осветленной фазы ёмкостей-хранилищ накопленных ВАО к отверждению // Вопросы радиационной безопасности – 2013 – № 2 (70) – С. 34-47 ISSN: 1816-9643
4. Блохин А.И., Блохин П.А., Сипачев И.В. Возможности расчетного кода TRACT для решения задач характеристики радионуклидного состава РАО и ОЯТ // Радиоактивные отходы. – 2018. – № 2 (3). – С. 95-104.
5. В.С. Свительман, Е.А. Савельева, Р.А. Бутов[et al.] Информационная платформа исследовательской программы ПГЗРО // Радиоактивные Отходы. – 2018. – № 2 (3). – Р. 79–87. – ISSN: 2587-9707, 2587-9707.
6. Программа TDMCC (Time Dependent Monte Carlo Code). Житник А.К., Рослов В.И., Семенова Т.В. и др. Свидетельство о государственной регистрации №2010614412 ФГУП «РФЯЦ ВНИИЭФ».

Экспериментальное исследование распространения парового взрыва при распаде струи и между отдельными каплями расплава

Лиджиев Е.А., лаборант ОИВТ РАН

Научный руководитель: к.т.н. с.н.с. ОИВТ РАН Васильев Н.В.

Объединенный институт высоких температур РАН

тел.: 89224574245, эл. почта: lind722k@gmail.com

Процесс парового взрыва, возникающий при взаимодействии высокотемпературных струй расплавов с водой, при котором с очень высокой скоростью происходит образование больших объемов пара и рост давления в системе является потенциально опасным явлением при тяжелых запроектных авариях на атомных электростанциях. Несмотря на большое количество работ в данной области, большая часть которых отражена в обзорах [1–3], полного теоретического описания протекания парового взрыва не создано. Ввиду сложности и многообразия ситуаций, при которых это явление может реализовываться, большое значение придается его экспериментальным исследованиям.

В работе представлены результаты экспериментального исследования с помощью высокоскоростной видеосъемки механизма распространения самопроизвольного триггеринга парового взрыва между отдельными каплями и при распаде струи расплава соли NaCl в воде при режимах, сопровождающихся формированием мелких капель-сателлитов (на порядок меньше диаметра струи). Эксперименты проводились на установке, подробно описанной в [4, 5]. Масса расплавляемой с помощью индукционного нагрева в специальном графитовом тигле соли в экспериментах составляла 1–6 г. Температура соли варьировалась в диапазоне 900–1100°C (температура плавления NaCl – 801°C), температура воды составляла 20–25°C. В качестве основного инструмента исследования использовалась высокоскоростная видеосъемка (с частотой кадров до 180 кГц). Экспериментальная установка позволяла генерировать как одиночные капли расплава (массой 1–2 г), одновременно или с некоторой задержкой выходящие из двух отверстий, так и расплавленные струи (массой до 6 г).

В результате проведенных опытов впервые экспериментально продемонстрирована «цепная реакция» передачи импульса парового взрыва между отдельными одиночными каплями расплава. Впервые воспроизведено и зафиксировано распространение парового взрыва на два крупных фрагмента распада расплавленной струи в результате импульса давления, спровоцированного самопроизвольным триггерингом на мелкой капле-сателлите. Показана возможность возникновения парового взрыва на начальном этапе первой стадии грубого дробления и перемешивания струи расплава.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 23-79-01062, <https://rscf.ru/project/23-79-01062/>.

Литература

1. Fletcher D. F., Theofanous T. G. Heat Transfer and Fluid Dynamic Aspects of Explosive Melt–Water Interactions // *Advances in heat transfer*. – 1997. – Т. 29. – С. 129–213.
2. Berthoud G. Vapor explosions // *Annual Review of Fluid Mechanics*. – 2000. – Т. 32. – № 1. – С. 573–611.
3. Мелихов В.И., Мелихов О.И., Якуш С.Е. Термическое взаимодействие высокотемпературных расплавов с жидкостями // *Теплофизика высоких температур*. – 2022. – Т. 60. – № 2. – С. 280–318.
4. Вавилов С.Н., Васильев Н.В., Зейгарник Ю.А. Паровой взрыв: экспериментальные наблюдения // *Теплоэнергетика*. – 2022. – № 1. – С. 78–84.
5. Вавилов С.Н., Васильев Н.В., Зейгарник Ю.А., Клименко А.В., Скибин Д.А. Спонтанный триггеринг парового взрыва: результаты экспериментальных исследований // *Теплоэнергетика*. – 2022. – № 7. – С. 15–22.

Анализ методов и технологии для моделирования объектов ядерной энергетики

Лобанов В.А., студент 4 курса РЭУ им. Г.В. Плеханова

Научный руководитель: Орешина М.Н., д.т.н., проф. кафедры ПИиИБ РЭУ им. Г.В. Плеханова

РЭУ им. Г.В. Плеханова

тел. 8(495)8001200, эл.почта: VictorLobanovMlr@yandex.ru

Создание цифровых двойников производственных систем, крупных предприятий, отдельных аппаратов, установок, и производственных процессов с исследованием кинетики тепловых и массообменных процессов и сложных фазовых переходов, интегрированных в общую виртуального систему предприятия в атомной энергетике, является приоритетным направлением развития отрасли. Реализация направлений, обозначенных в концепции Индустрии 4.0, предполагает разработку кибертехнических систем, объединяющих цифровую модель и реальный физический объект. Различают цифровые двойники предприятий, технических установок и устройств, продуктов и производственных процессов, для создания различных видов цифровых двойников применяются специальные компьютерные среды.

Для проектирования цифрового двойника предприятия используются методы информационного моделирования, основанные на разработке виртуальных моделей технических объектов и систем. При создании информационных моделей используются ГОСТы и свод нормативных правил создания конструкторской документации в строительстве и машиностроении. Принцип информационного моделирования состоит в том, что модель рассматривается на всех этапах жизненного цикла от начала проектирования предприятия до вывода его из эксплуатации [1,3]. При создании цифровых моделей с использованием технологий BIM – моделирования (проектирование информационных моделей) предприятий выделяют следующие виды моделирования технических объектов:

- создание моделей 0 – 2D CAD (Computer-Aided Design - Автоматизированные системы проектирования) разработка сборочных чертежей технических устройств и узлов. Программное обеспечение этой стадии выполняет функции Электронного кульмана (ПО AutoCAD, Компас и ряд других программ САПР). При этом весь объем работ выполняется одним коллективом, нет интеграции в создание моделей более высокого уровня.
- разработка моделей 2-3 CAD – проектирование 2D и 3D пространственных виртуальных моделей сложных технических объектов с распределением объема работ между конструкторскими коллективами, для создания сводной модели используется обмен проектной документацией между участниками проекта.
- проектирование гибридных BIM- моделей, с использованием 3D геометрии, нативных BIM-форматов, программы агрегаторов, реализующих BIM технологии проектирования.
- создание интегрированных BIM- моделей - разработка информационная модель, поддерживающий весь жизненный цикл проекта, гибкое внесение изменений в проект, в зависимости от условий эксплуатации и изменяющихся требований к проекту. Осуществляется интеграция между всеми участниками проекта с использованием облачных технологий и IoT (Интернета вещей) [2, 3].

Для создания интегрированных BIM- моделей в атомной энергетике используются технологии 3D Autodesk Revit – программные среды для архитектурного проектирования, проектирования инженерных систем и строительных конструкций. Среди программ Revit различают программные комплексы Revit Architecture (автоматизированные системы проектирования зданий и сооружений), Revit Structure (системы проектирования строительных конструкций) Revit MEP (системы проектирования инженерных систем). В настоящее время технологии Autodesk Revit не поддерживаются в РФ.

Российский рынок информационных технологий имеет достаточно большое количество сред для систем автоматизированного проектирования, различающихся по функциональным возможностям, инструментарию, объемам библиотек и ценовых показателей, однако предпочтение часто до последнего времени отдавалось иностранным технологиям. В рамках импортозамещения Российскими компаниями Госкорпорации «Росатом» разработаны технологии автоматизированного проектирования технических систем Multi-D, «Электронный магазин технической документации», Atom ID для проектирования цифровых моделей объектов ядерной энергетики [2, 4]. Среда Multi-D используется для создания информационных моделей предприятий ядерной энергетики, которая позволяет создавать 3D модели

предприятия, как строительного объекта с детализацией на отдельные производственные участки, цеха и компоновкой оборудования в производственные линии.

«Электронный магазин технической документации» - это справочно-поисковая система конструкторской документации, регламентирующей стадии жизненного цикла объектов ядерной энергетики (АЭС, ректоров, бойлерных установок и т.д).

Система Atom ID – используется для управления идентификацией и доступом к технической конструкторской документации, обеспечивает информационную защиту технической информации, данная технология внесена в государственный реестр РФ систем сертификации средств защиты информации.

Для моделирования тепло-массообменных процессов, с возможностью описания фазовых переходов, происходящих при работе технических объектов, используются методы математического моделирования, основанные на решении дифференциальных и интегро-дифференциальных уравнений с применением информационных технологии MATLAB, MATcad и др. [5].

С позиций импортозамещения компаниями корпорации «Росатом» создана система Логос (для моделирования и анализа физических процессов, протекающих в установках ядерной энергетики). Для контроля параметров и управления техническими процессами используются SCADA- системы, популярными средами для разработки SCADA- систем являются MasterSCADA, Trace Mood, LabVIEW.

Для управления производственными и бизнес-процессами предприятий корпорацией Росатом разработана ПО «Сарус». Это PLM – система управления жизненным циклом технических объектов предприятий ядерной отрасли. Объектами моделирования в данной системе являются процессы управления производственными системами, управление персоналом, расчет бюджета, управление закупками и поставками, документооборот, логистика.

Для прогнозирования состояния оборудования, проведения мероприятий планового и текущего ремонта компанией Росатом разработана Система предиктивной аналитики Атом Майнд. Это платформа цифровизации предприятий промышленности, использующая технологии предиктивной аналитики для прогнозирования качества изделий и состояния оборудования.

Цифровые модели реальных объектов могут быть использованы при проектировании различных моделей оборудования для ядерной энергетики с вариацией различных параметров устройств и их технико-экономических показателей, а также для решения задач по оптимизации процессов и обучения персонала для приобретения навыков работы с данным типом оборудования, что обеспечит безопасность труда при работе с ядерными объектами.

В статье обозначено, что цифровые двойники различают промышленных предприятий, устройств и процессов, продуктов. Исследованы методы и технологии моделирования при проектировании объектов атомной энергии, создании цифровых двойников предприятий, проектирования предприятий. Рассмотрены компьютерные технологии, представленные корпорацией Росатом в рамках импортозамещения, а также учитывающие особенности процессов проектирования объектов атомной энергетики, позволяющие осуществлять различные виды проектирование от создания отдельной установки до проектирования и поддержки на всех этапах жизненного цикла предприятия.

Литература

1. Макаров В.Л., Бахтизин А.Р., Бекларян Г.Л., Акопов А.С. Цифровой завод: методы дискретно-событийного моделирования и оптимизации производственных характеристик // Бизнес-информатика. 2021. Т. 15. № 2. С. 7–20.
2. Годовые отчеты Госкорпорации «Росатом» // Госкорпорация «Росатом» : офиц. сайт. – URL: <https://rosatom.ru/about/publicnaya-otchetnost/> (дата обращения 26.02.2024).
3. BIM-стандарт Промышленные объекты. BIM-стандарт и набор сопутствующих практических шаблонов для проектных организаций и служб технического заказчика, применяющих в своих рабочих процессах технологию BIM. М., 2018. 104 с.
4. Ильясов Д.Ф., Иванов А.Ю., Агафонов Н.П., Михайленко А.А., Овчинников И.Д., Степанян П.О. Разработка программного обеспечения для оценки стоимости проектов по ликвидации ядерно и радиационно опасных объектов с применением цифрового моделирования // Теоретическая и прикладная экономика. – 2022. – № 4.
5. Кириллов В.Ю., Орешина М.Н. Модельные и стендовые испытания технических систем с использованием IT- технологий/ Шаг в будущее: Искусственный интеллект и цифровая экономика: Smart National: экономика цифрового равенства. - 2020- С.225-230.

Расчёт свободных энергий образования точечных дефектов с учетом ангармонических эффектов: пример нитрида урана

Лобашев Е.А., Фоминых Н.А., Антропов А.С.

Научный руководитель: д.ф.-м.н. зав. отделом ОИВТ РАН Стегайлов В.В.

Объединённый институт высоких температур РАН
Московский физико-технический институт (НИУ)

тел.: (495) 485-85-45, эл. почта: lobashev.ea@phystech.edu

Нитрид урана – основа СНУП-топлива для реакторов на быстрых нейтронах. Активно разрабатываются топливные коды, описывающие поведение данного топлива в условиях эксплуатации [1]. Для обеспечения точности подобных кодов требуется информация о свойствах материала на микроскопическом уровне.

Один из важных факторов, влияющих на диффузионные процессы в топливе – точечные дефекты. Их концентрация может влиять на скорость диффузии продуктов деления, а также на стехиометрию, т. е. в случае нитрида урана на соотношение количества атомов урана и азота. Равновесные концентрации точечных дефектов каждого типа определяются их свободными энергиями образования G_f . Получить информацию о концентрациях точечных дефектов из экспериментов чрезвычайно сложно. Поэтому использование для расчёта G_f методов атомистического моделирования является практически единственным способом получения необходимых данных.

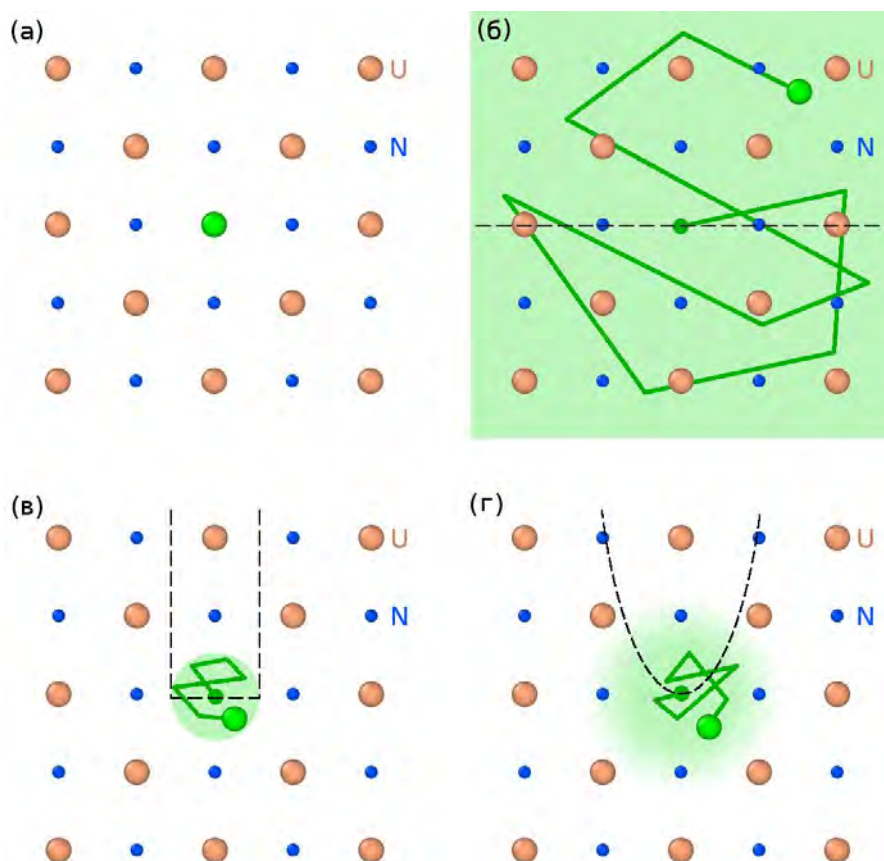


Рис. 1. Исходный метод расчета свободных энергий образования G_f и идея его усовершенствования. (а) – начальное состояние системы, (б) – конечное состояние системы в оригинальном методе, (в), (г) – конечные состояния системы в предложенных методах. Чёрный пунктир изображает внешний потенциал, ограничивающий движение выключаемого атома.

Чаще всего за свободную энергию образования дефекта G_f принимается её значение при нулевой температуре (энергия образования E_f), т. к. температурную зависимость $G_f(T)$ рассчитать значительно сложнее [2]. Иногда температурная зависимость учитывается, но предполагается линейной [1], что не дает возможности в полной мере учесть вклад ангармонических эффектов. Подобное приближение может давать достаточно точные результаты для G_f при относительно невысоких температурах. Однако условия эксплуатации ядерного топлива распространяются и на температуры $T > 0.5 T_m$, где T_m – температура плавления. В таком случае для надежного определения скоростей диффузии в топливном материале свободные энергии образования точечных дефектов следует вычислять более точно.

Несмотря на актуальность данного вопроса, методы расчёта G_f недостаточно развиты [2]. В данной работе было применено как гармоническое приближение [3], так и различные варианты термодинамического интегрирования (по параметру потенциала λ [4–5] и по температуре [6]). В частности, в работе предложено усовершенствование метода термодинамического интегрирования, использованного в [4]. Исходный метод и идея его усовершенствования проиллюстрированы на рисунке 1. В оригинальном методе производится выключение взаимодействия одной из частиц с остальными. Предложенная модификация заключается в наложении на эту частицу внешнего потенциала, ограничивающего движение выключаемого атома. В работе было показано, что подобный прием позволяет, в частности, значительно повысить скорость расчета.

В работе было проведено сравнение различных методов расчета свободных энергий образования G_f и удалось определить наиболее точный и вычислительно эффективный из них. Определены G_f точечных дефектов в нитриде урана с использованием двух классических моделей межатомного взаимодействия ADP и EAM и с машинно-обученным потенциалом SNAP, который разрабатывается в нашем коллективе.

Литература

1. Долгодворов А. П. Моделирование поведения продуктов деления в нитридном топливе: дис. – Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, 2017.
2. Mosquera-Lois I., Kavanagh S. R., Klarbring J., Tolborg K., Walsh A. Imperfections are not 0 K: free energy of point defects in crystals //Chemical Society Reviews. – 2023. – Т. 52. – С. 5812-5826.
3. Fultz B. Vibrational thermodynamics of materials //Prog. in Mat. Sci. – 2010. – Т. 55. – №. 4. – С. 247-352.
4. Fominykh N. A., Nikolskiy V. P., Stegailov V. V. Atomistic model of an oxide film in contact with a liquid metal coolant: Defects concentrations and chemical potentials of dissolved Fe–O //Comp. Mat. Sci. – 2023. – Т. 220: 112061.
5. Korotaev P., Belov M., Yanilkin A. Reproducibility of vibrational free energy by different methods //Comp. Mat. Sci. – 2018. – Т. 150. – С. 47-53.
6. Cheng B., Ceriotti M. Computing the absolute Gibbs free energy in atomistic simulations: Applications to defects in solids //Phys. Rev. B. – 2018. – Т. 97 – №. 5. – С. 054102.

Цифровой двойник подземной исследовательской лаборатории на этапе ее сооружения: сложности и преимущества

Лунов Д.М., Рукавичникова А.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: dm.lunov@ibrae.ac.ru

Исследования в подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ) являются одним из ключевых этапов получения реалистичных исходных данных для обоснования долговременной безопасности пунктов захоронения высокоактивных радиоактивных отходов. В ходе эксплуатации ПИЛ возникают большие объемы разнообразной исследовательской информации, полученной многочисленными специалистами из различных областей, и для ее сохранения и систематизации применяются различные специализированные программы, базы данных и информационные системы. Многообещающим трендом среди таких инструментов управления информацией являются так называемые «цифровые двойники»: информационные системы, совмещающие в себе трехмерную модель объекта и базу знаний о нем [1].

Зарубежный опыт говорит о таких несомненных преимуществах цифрового двойника ПИЛ, как возможность объединить в одном интерфейсе разнородные источники информации (например, экспериментальные данные и соответствующие им результаты моделирования) и простота доступа к данным с привязкой к местоположению внутри подземной лаборатории без специального программного обеспечения или предварительных знаний о структуре всей исследовательской программы (что может быть нетривиально в традиционных информационных системах с учетом длительности и разветвленности проектов и количества вовлеченных исследователей) [1].

Цель данной работы: на примере прототипа цифрового двойника строящейся ПИЛ на участке Енисейский [2] продемонстрировать, что даже на ранних этапах жизненного цикла объекта – сооружения лаборатории и планирования исследований в ней – такая информационная система может быть очень ценным и востребованным инструментом.

В качестве технологии для создания цифрового двойника ПИЛ рассматривается фреймворк реалистичной трехмерной графики Unreal Engine (UE). Создание цифрового двойника подземной исследовательской лаборатории представляет собой сложный и многоэтапный процесс. Как правило, он включает в себя такие шаги, как получение первичной информации (формирование технического задания, идентификация источников данных, например, чертежей, данных лазерного сканирования и т.д.); обработка исходных данных (извлечение, сортировка, очистка от артефактов), вручную и при помощи вспомогательных скриптов на языке Python; создание инженерной информационной модели на основе полученных данных в программном обеспечении САПР и внедрение в нее данных из других моделей (например, моделей геологического строения вмещающей среды); объединение всех источников информации на базе фреймворка UE, разработка пользовательского интерфейса и интерактивного приложения, через которое пользователи-эксперты будут взаимодействовать с моделью.

Также следует отметить, что после завершения разработки цифровой двойник не остается статичным. С учетом того, что основная ценность такой системы – это качество воспроизведения информации о реальном объекте, такие шаги, как валидация и тестирование, а также регулярное обновление и актуализация информации, обязательны.

На рисунках 1 и 2 показаны примеры различных срезов информации для цифрового двойника ПИЛ на участке Енисейский. На данном этапе в него включена предварительная модель конструкции: стволы и горизонтальные выработки, внесены исследовательские камеры, скважины, участки интервальных обследований на выделенных участках стволов и штатного обследования, геолого-структурная модель, выгруженная из Micromine, детальная модель планируемого термомеханического эксперимента, рельеф и объекты, расположенные на площадках вспомогательного и вентиляционного стволов, а также объектов инфраструктуры будущей ПИЛ, точки с результатов термомеханических расчетов.

В ближайшем будущем цифровой двойник будет дополняться информацией геологического доизучения площадки и подробными моделями экспериментальных установок, на последующих этапах – результатами исследований в ПИЛ.

Таким образом, цифровой двойник ПИЛ будет развиваться параллельно с реальным объектом-прототипом, обеспечивая вовлеченным в обоснование долговременной безопасности специалистам не только высококачественную визуализацию актуального облика ПИЛ, но и интерфейс доступа к накопленным исследовательским данным.

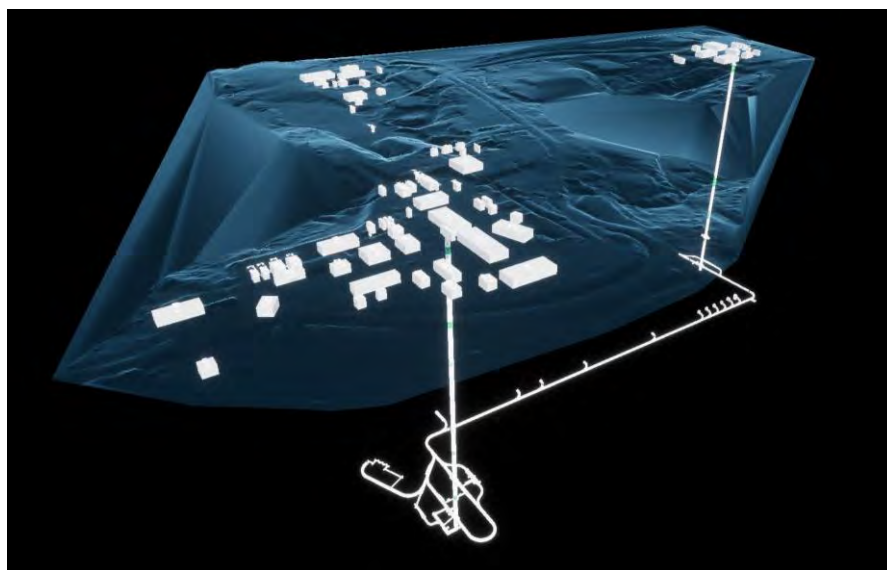


Рис.1. Общий план. Инженерная модель и рельеф местности

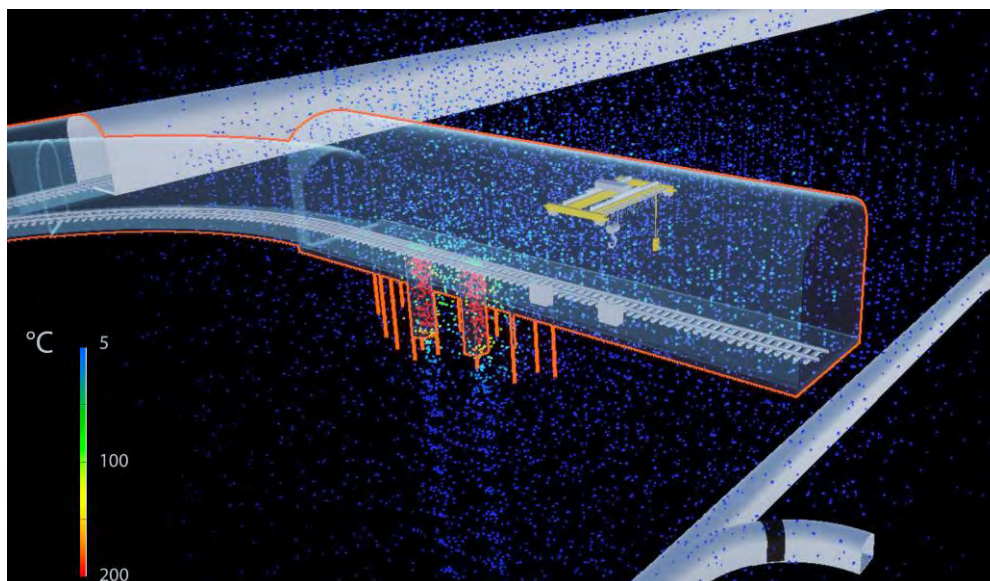


Рис.2. Цифровая информационная модель выработки для эксперимента по оценке воздействия на породы теплового и силового напряжения

Литература

1. Prototype of a virtual experiment information system for the Mont Terri underground research laboratory / N. Graebling, Ö. O. Şen, L. Bilke [et al.]. – Frontiers // Frontiers in Earth Science. – 2022. – Vol. 10. – DOI: 10.3389/feart.2022.946627.
2. Подземная исследовательская лаборатория в Нижнеканском массиве: эволюционная проработка облика / А. А. Абрамов, Л. А. Большов, А. Н. Дорофеев [и др.] // Радиоактивные отходы. – 2020. – № 1 (10). – С. 9-21. – DOI: 10.25283/2587-9707-2020-1-9-21.

Метод молекулярной динамики для исследования свойств поверхности материалов ИББ в условиях размещения РАО

Михайлова П.С., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н., с.н.с. ИБРАЭ РАН Болдырев К.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (915) 500 -53-20, эл. почта: mikhailova@ibrae.ac.ru

В силу своих исключительных противомиграционных свойств бентонитовые глины рассматриваются в качестве перспективного материала буфера в системе инженерных барьеров пунктов захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО). Бентониты более чем на 70% состоят из минералов со структурой монтмориллонита. Слоистая структура бентонита, состоящая из TOT-слоёв, образованных чередующимися тетраэдрическими (Si, Al) O_4 и октаэдрическими (Al, Mg, Fe) O_6 сетками, и компенсирующих отрицательный слоевой заряд обменных катионов, определяет ряд свойств минерала, способствующих выполнению им основных функций буфера: поддержание предварительно определённых для изоляции РАО механических, сорбционно-осадительных и противомиграционных свойств [1].

В связи со сложностями экспериментального исследования процессов, которые могут происходить в системе инженерных барьеров после закрытия ПЗРО, связанными в первую очередь с высокими временными затратами, методы атомистического структурного моделирования могут дополнить эксперимент, а также послужить альтернативой ему в ряде случаев [2]. Методы моделирования молекулярной динамики (ММД), представляют собой анализ процесса временной эволюции системы, представленной набором взаимодействующих между собой частиц [3], и могут быть использованы для исследования физических и химических процессов на атомарном уровне, таких как диффузия, структурные преобразования соединений и т.д. Использование метода ММД для условий ПЗРО позволяет спрогнозировать процесс набухания монтмориллонита, свойства переноса радионуклидов сквозь бентонит.

В работе на примере моделирования взаимодействия ионов Cs^+ и I^- в водном растворе с поверхностью бентонита месторождения 10-й Хутор рассмотрена возможность применения метода ММД для прогнозирования свойств материалов ИББ на атомарном уровне. Проведен ряд расчетов: получены структурные характеристики монтмориллонита, профили плотности ионов в поровом растворе CsI и рассчитаны значения коэффициентов самодиффузии молекул воды и ионов Cs^+ и I^- . При производстве расчётов использованы экспериментальные данные по химическому составу монтмориллонита $((Ca_{0,15}Mg_{0,02}Na_{0,02}(Al_{1,54}Mg_{0,3}Fe_{0,17}^{3+})(Si_{3,91}Al_{0,09})O_{10}(OH)_2))$ [4], построены шесть стартовых моделей монтмориллонита с различным содержанием CsI в поровом растворе в пределах от 0 до 1 моль/л (схема модели изображена на рис. 1). В процессе моделирования использовался набор эффективных зарядов атомов и межатомных потенциалов ClayFF [5], позволяющий с высокой точностью воспроизводить структурные характеристики и физические свойства слоистых минералов. В связи с наличием в кристаллической структуре монтмориллонита угловых связей типа М – О – Н (металл – кислород гидроксильной группы - водород), таких как Al – О – Н, Fe – О – Н, Mg – О – Н, применялась новая модификация модели ClayFF-МОН, позволяющая повысить точность описания взаимодействия различных ионов с гидратированными поверхностями монтмориллонита. Также для оценки динамических характеристик системы монтмориллонит – водный раствор CsI были получены коэффициенты самодиффузии молекул H_2O , атомов Cs и I в поровом растворе (таблица 1).

Таблица 1. Значения коэффициентов самодиффузии для ионов Cs и I, а также молекул H_2O в моделях с различным содержанием CsI в поровом растворе монтмориллонита.

Атом/ молекула	D, м ² /сек				
Концентрация	0,1 моль/л	0,3 моль/л	0,5 моль/л	0,5 моль/л	1 моль/л
H_2O	$1,536 \times 10^{-8}$	$1,509 \times 10^{-8}$	$1,546 \times 10^{-8}$	$1,542 \times 10^{-8}$	$1,520 \times 10^{-8}$
Cs	$1,011 \times 10^{-8}$	$1,068 \times 10^{-8}$	$1,117 \times 10^{-8}$	$0,963 \times 10^{-8}$	$0,963 \times 10^{-8}$
I	$1,117 \times 10^{-8}$	$0,989 \times 10^{-8}$	$1,046 \times 10^{-8}$	$1,019 \times 10^{-8}$	$0,918 \times 10^{-8}$

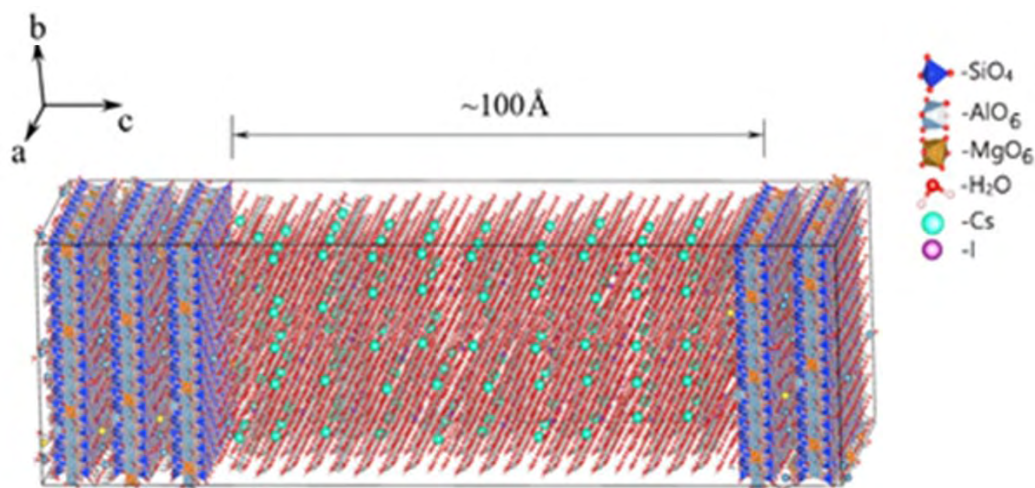


Рис. 1. Схематическое изображение модели частиц монтмориллонита с поровым пространством, заполненным водным раствором CsI .

Выводы

В результате проведённого исследования показано, что набор эффективных зарядов и межатомных потенциалов ClayFF-МОН позволяет с высокой точностью воспроизвести структурные характеристики монтмориллонита, а также получены одномерные профили плотности ионов Cs^+ , I^- и молекул воды в поре.

Обнаружено, что рассчитанные значения коэффициентов самодиффузии молекул воды согласуются с экспериментальными данными [6].

Полученные в ходе расчётов данные планируется использовать для дальнейших экспериментальных исследований процессов набухания и адсорбции, а также для дальнейшего геохимического моделирования эволюции свойств бентонитовых глин как материалов ИББ в условиях размещения РАО.

Работа выполнена с использованием оборудования Центра коллективного пользования сверхвысокопроизводительными вычислительными ресурсами МГУ имени М.В. Ломоносова [7].

Литература

1. Pusch R., Knutsson S., Al-Taie L., Mohammed M.H. Optimal ways of disposal of highly radioactive waste. //Natural Science 4, 906–918, (2012).
2. Михайлова П.С., Болдырев К.А., Еремин Н.Н. Молекулярно-динамическое моделирование адсорбции радионуклидов на поверхности монтмориллонита месторождения 10-хутор//Межвузовская научно-техническая конференция студентов, аспирантов и молодых специалистов имени Е.В. Арменского. Материалы конференции. - М. ~: МИЭМ НИУ ВШЭ, 14с., (2024)
3. Lee J. G. Computational materials science: An introduction. CRC press, 280 p., (2012).
4. Krupskaya V., Zakusin S., Zakusina O., Belousov P., Pokidko B., Morozov I., Zaitseva T., Tyupina E. The determining influence of the composition and structure of smectite on the adsorption and surface properties of bentonites//Applied Clay Science (in press).
5. R. Cygan, J. Greathouse, A. Kalinichev, Advances in ClayFF molecular simulation of layered and nanoporous materials and their aqueous interfaces//The Journal of Physical Chemistry C, 125(32), p. 17573-17589, (2021).
6. А. Андреев, Диффузия молекул воды в присутствии гидратированных ионов, Докл. АН СССР, том 145, номер 2, 358–359, (1962).
7. V. Voevodin, A. Antonov, D. Nikitenko, P. Shvets, S. Sobolev, I. Sidorov, K. Stefanov, Vad. Voevodin, S. Zhumatiy: Supercomputer Lomonosov-2: Large Scale, Deep Monitoring and Fine Analytics for the User Community. In Journal: Supercomputing Frontiers and Innovations, Vol.6, No.2, pp.4–11., (2019). DOI:10.14529/jsfi190201.

Закономерности охлаждения высокотемпературных металлических образцов, моделирующих толерантное топливо АЭС

Молотова И.А.^{1,2}, Ямщикова Л.В.¹

Научный руководитель: д.т.н., проф. НИУ «МЭИ» Ягов В.В.²

¹ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»

²НИУ «Московский энергетический институт»

тел.: (499) 753-05-24, эл. почта: molotova@secnrs.ru

После аварии с потерей теплоносителя (LOCA), произошедшей на АЭС «Фукусима-Дайичи» в 2011 году, по всему миру ведутся поисковые исследования нового, устойчивого к авариям, толерантного топлива применительно к АЭС с легководными реакторами (Accident Tolerant Fuel [1]). Разработки осуществляются в части замены самого топлива (UO_2) и/или циркониевых оболочек тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов). К основным концепциям применительно к оболочкам ТВЭЛов относятся нанесение защитных покрытий на цирконий (в основном, хромсодержащих) либо замена Zr сталями и сплавами (ферритно-мартенситные (FeCrAl), аустенитные, хромоникелевые, молибденовые), а также керамическими композитами.

Анализ научных работ показывает, что применительно к каждой из указанных концепций еще остаются нерешенные вопросы в части термомеханических, нейтронно-физических и/или теплогидравлических свойств. В том числе, такие исследования должны включать изучение характеристик толерантного топлива при заливе активной зоны реактора водой в случае аварии типа LOCA. При этом свойства охлаждаемой поверхности ТВЭЛА могут оказать существенное влияние на температуру перехода от пленочного кипения к более интенсивному режиму охлаждения (T_{tr}).

На кафедре Инженерной теплофизики НИУ «МЭИ» ведутся экспериментальные исследования по изучению нестационарных процессов охлаждения высокотемпературных цилиндрических тел, выполненных, в том числе, из материалов толерантного топлива применительно к оболочкам ТВЭЛов. Рабочими образцами являются металлические цилиндры длиной 40-50 мм и диаметром 10 мм со скругленной головкой, внутри которых крепятся термопары. Для лучшего контакта королька термопары с поверхностью используется порошок нитрида бора, позволяющий выдерживать высокие температуры. Работы включают в себя изучение влияния свойств поверхностей и охлаждающих жидкостей на теплообмен при охлаждении горячих тел с экспериментальным определением значений T_{tr} . Эксперименты проводятся на стенде, схема которого представлена в работе [2], по охлаждению образцов в жидкостях с различными теплофизическими свойствами (вода, этанол, бинарные смеси этанол-вода различных концентраций, FC-72) при различных недогревах до температуры насыщения жидкости и давлении от 0,1 до 1 МПа. В процессе эксперимента осуществляется нагрев рабочего образца до заданной температуры при помощи высокочастотного индуктора и охлаждение образца в жидкости. Результаты измерений температуры с частотой 100 Гц поступают на персональный компьютер, где в программе Lab View строится зависимость температуры от времени.

Кроме того, экспериментальные данные используются для проверки физической модели возникновения интенсивного режима охлаждения [3, 4]. Согласно указанной модели, выступы шероховатости охлаждаемой поверхности и волны на межфазной поверхности пар/жидкость могут вызывать локальные контакты жидкость/стенка. Локальный контакт между жидкостью и стенкой представляется возможным в том случае, когда температура элементов шероховатости охлаждаемой поверхности ниже температуры предельного перегрева жидкости, при этом средняя температура стенки может быть намного выше критической температуры охлаждающей жидкости. На границе жидкости, взаимодействующей с горячей поверхностью, происходит испарение со значительной интенсивностью. Сравнение экспериментальных и рассчитанных значений перегрева стенки демонстрирует, что большинство экспериментальных точек попадают в интервал $\pm 30\%$ от значений, предсказанных моделью (рисунок 1).

Таким образом, результаты экспериментальных исследований свидетельствуют о том, что на температуру перехода к высокоинтенсивному режиму охлаждения оказывают влияние свойства охлаждающей жидкости, прежде всего, ее недогрев до температуры насыщения, а также теплофизические свойства (тепловая активность материала) и структура (шероховатость, толщина

покрытий) охлаждаемых тел. Приближенная физическая модель [3, 4] объясняет механизмы возникновения указанного режима теплообмена, а также позволяет прогнозировать температуру перехода к интенсивному режиму охлаждения. Проверка модели на массиве экспериментальных данных по охлаждению цилиндрических образцов, выполненных из циркония, сплава FeCrAl без и с нанесением на них хромового покрытия методом магнетронного распыления, подтверждает, что данную модель можно применять для более строгого анализа влияния новых материалов на протекание процессов, возникающих при поставарийном заливе а.з. ядерного реактора. Кроме того, полученные экспериментальные результаты актуальны для валидации программ для ЭВМ, предназначенных для расчетного обоснования безопасности эксплуатации реакторов, в активной зоне которых загружено толерантное топливо. В дальнейшем необходимо проведение экспериментов по охлаждению макетов тепловыделяющих сборок, выполненных из материалов толерантного топлива.

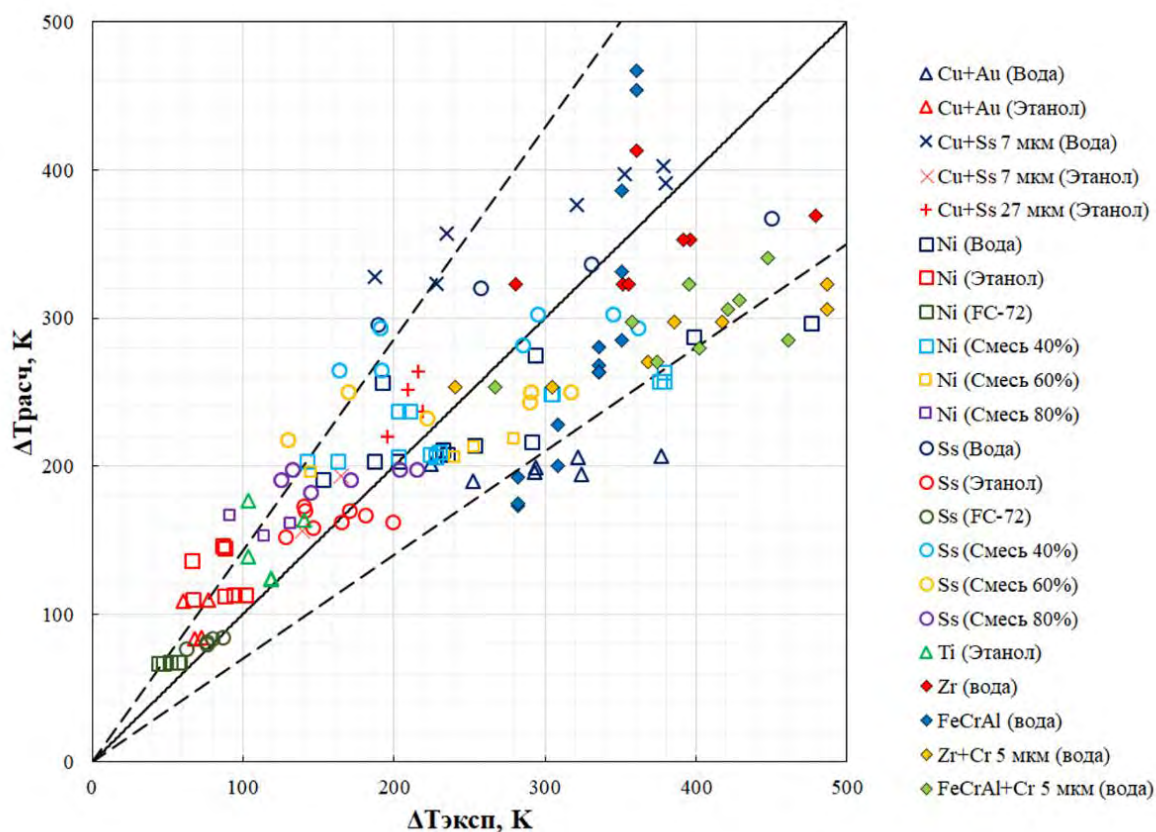


Рис. 1 – Сравнение экспериментальных ($\Delta T_{\text{эксп}}$) и расчетных ($\Delta T_{\text{расч}}$) значений перегрева стенки, при которых наступает режим интенсивного охлаждения. Пунктирные линии соответствуют интервалу $\pm 30\%$ от вычисленных значений

Литература

1. Rebak R. B., ed. Accident-Tolerant Materials for Light Water Reactor Fuels //Elsevier. 2020. 221 с.
2. Zabiroy A. R., Yagov V. V., Kalita V. I., Radyuk A. A., Molotova I. A., Belyaev I. A. Heat transfer under quenching of cylindrical bodies in subcooled liquids //Nuclear Engineering and Design. – 2021. – Т. 383. – С. 111380.
3. Yagov V. V., Zabiroy A. R., Kanin P. K. Heat transfer at cooling high-temperature bodies in subcooled liquids //International Journal of Heat and Mass Transfer. 2018. Т. 126. С. 823-830.
4. Канин П. К., Ягов В. В., Забиroy А. Р., Молотова И. А., Виноградов М. М., Рязанцев В. А. О механизме дестабилизации паровой пленки при нестационарном пленочном кипении //Теплофизика высоких температур. – 2023. – Т. 61. – №. 2. – С. 241-250.

Моделирование течения однофазной и двухфазной среды с помощью кода OpenFoam

Никулин А.С., аспирант 2 года кафедры АЭС НИУ МЭИ

Научный руководитель: д.т.н. профессор кафедры АЭС НИУ МЭИ Мелихов В.И.

Национальный исследовательский университет "МЭИ"

тел.: 8 (915) 385-04-23, эл. почта: iskander0215@gmail.com

Горизонтальные парогенераторы (ПГ), предназначенные для отвода тепла от теплоносителя первого контура и генерации сухого насыщенного пара, являются важным оборудованием атомных электростанций с водо-водяными энергетическими реакторами [1, 2]. Одним из основных факторов, определяющих приемлемость параметров ПГ, является качество генерируемого пара, которое зависит в первую очередь от конструктивных особенностей и сепарационных устройств ПГ. Внутриконтурные устройства ПГ включают в себя погруженные дырчатые листы (ПДЛ), предназначенные для выравнивания паровой нагрузки на зеркале испарения [3]. Одним из наиболее важных параметров ПДЛ является гидравлическое сопротивление. В случае чрезмерно высокого сопротивления ПДЛ может произойти выброс пароводяной смеси из-под листа в сливной канал. При слишком низком сопротивлении ПДЛ действует неравномерно, т.е. вода стекает с ПДЛ вниз через часть отверстий. Таким образом, необходимо знать значение коэффициента гидравлического сопротивления ПДЛ с высокой точностью.

Целью данной работы является проведение расчётов по моделированию динамики однофазной и двухфазной среды с помощью кода OpenFoam и сравнение с результатами, полученными с помощью кода FlowVision для однофазной среды и с результатами Fluent для двухфазной среды. На первом этапе было рассмотрено течение насыщенного пара в одной периодической ячейке ПДЛ. Геометрия расчётной области соответствовала степени перфорации ПДЛ 5,7%. Скорость потока на входе в расчётную область составляет 0,273 м/с, давление насыщенного пара 7 МПа, плотность и динамическая вязкость имеют значения 36,5 кг/м³ и 1,9·10⁻⁵ Па·с, соответственно. Указанные выше параметры соответствовали условиям экспериментов на стенде ПГВ [4-6].

В качестве сравнительных параметров рассматривались перепад давления, возникающий при течении пара сквозь отверстие, и максимальная скорость пара в отверстии. Расчёты по коду FlowVision проводились на сетке, включающей 770 тыс. контрольных объёмов, для проведения расчётов по коду OpenFoam сетка была построена с помощью программы Salome и наиболее подробная сетка имела 1,5 млн. контрольных объёмов. В качестве модели турбулентности была выбрана модель SST. Полученные результаты по перепадам давления были сопоставлены со значением $\Delta P_{\text{Идельчик}} = 980$ Па, определённым с помощью полуэмпирической корреляции для коэффициента гидравлического сопротивления [7]. Результаты, полученные с помощью кода FlowVision отклонялись на 3%, а результаты OpenFoam на 10%. При этом стоит отметить, что несмотря на то, что результаты OpenFoam сильнее отклоняются от контрольного значения чем результаты FlowVision, все результаты лежат в пределах 10% погрешности.

Следующим этапом моделирования стало моделирование динамики двухфазной среды. В качестве тестовой задачи был выбран эксперимент, представленный в [8]. Расчётная область представляет собой прямоугольный бак размерами 50x50x100 мм с отверстием в нижней части диаметром 1 мм. В начальный момент бак полностью заполнен водой, а в отверстие подаётся воздух со скоростью 3 м/с. Для моделирования данного процесса была создана неравномерная расчётная сетка 2,5 млн. контрольных объёмов, сгущённая к входному отверстию. Для проведения расчётов использовался решатель interFoam. Данный решатель применяется для численного моделирования течения двух несжимаемых сред методом VOF (Volume of Fluid). Сравнение результатов моделирования с результатами эксперимента показало, что качественно процессы схожи, однако время отрыва пузырька отличается на 0,02с от результатов времени отрыва, полученных авторами статьи с помощью Fluent и на 0,03с от результатов эксперимента, скорость подъёма пузырька при моделировании OpenFoam 0,25 м/с, а в эксперименте и моделировании Fluent с помощью 0,272 м/с и 0,262 м/с соответственно, диаметр пузырька 7,05 мм против полученного в эксперименте 7,12 мм и 7,00 мм при моделировании, авторами статьи [8].

В целом OpenFoam качественно и количественно воспроизводит процессы в однофазной и двухфазной среде. Дальнейшее исследования будут продолжены по двум направлениям:

- 1) созданная расчётная модель будет использоваться как элемент более сложной расчётной схемы течения среды парогенераторе,
- 2) будет изучаться влияние наличия влаги в паре на коэффициент гидравлического сопротивления.

Благодарность

Расчеты проводились на вычислительных ресурсах Межведомственного суперкомпьютерного центра Российской академии наук, <https://www.jscs.ru/>.

Литература

1. Лукасевич Б. И. Парогенераторы реакторных установок ВВЭР для атомных электростанций / Лукасевич Б.И., Н. Б. Трунов, Ю. Г. Драгунов, С. Е. Давиденко. – М.: ИКИ «Академкнига». – 2004. – 391 с.
2. Papp L., Vacek J. WWER steam generators. In: Steam Generators for Nuclear Power Plants. Ed. J. Rizic., 1st Edition, Woodhead Publishing Series in Energy. 2017. pp. 107-124.
3. Трунов Н. Б. Гидродинамические и теплохимические процессы в парогенераторах АЭС с ВВЭР / Н. Б. Трунов, С. А. Логвинов, Ю. Г. Драгунов. – М. : Энергоатомиздат. – 2001. – 316 с.
4. Блинков В.Н., Елкин И.В., Емельянов Д.А., Мелихов В.И., Мелихов О.И., Неровнов А.А., Никонов С.М., Парфенов Ю.В. Влияние объемного паросодержания на гидравлическое сопротивление погруженного дырчатого листа // Теплоэнергетика. – 2015. – №7. – С. 24–29.
5. Блинков В.Н., Елкин И.В., Емельянов Д.А., Мелихов В.И., Мелихов О.И., Неровнов А.А., Никонов С.М., Парфенов Ю.В. Влияние неравномерной перфорации погруженного дырчатого листа на выравнивание паровой нагрузки на зеркале испарения парогенератора ВВЭР // Теплоэнергетика – 2016. – №1. – С. 54–58.
6. Мелихов В.И., Мелихов О.И., Неровнов А.А., Никонов С.М. Исследование закономерностей течения пароводяной смеси через отверстия погруженного дырчатого листа при высоких паросодержаниях // Теплоэнергетика. – 2018. – №1. – С. 54–60.
7. Идельчик И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям. – М.: Машиностроение. –1992. – 672с.
8. Yujie, Z., Mingyan, L., Yonggui, X., & Can, T. Three-dimensional volume of fluid simulations on bubble formation and dynamics in bubble columns. Chemical Engineering Science-2012, T. 73, C. 55–78.

Изучение теплофизических свойств компактированных глинистых материалов инженерных барьеров безопасности применительно к проблеме захоронения РАО

Острижний Д.А., инженер Сколтеха

Научные руководители: д.ф.-м.н., проф. Попов Ю.А.¹, к.г.-м.н., в.н.с. Крупская В.В.²

¹Сколковский институт науки и технологий

²Институт геологии рудных месторождений, петрографии, минералогии и геохимии РАН

тел.: (916) 174-92-07, эл. почта: d.ostrizhny@skoltech.ru

Для обеспечения долговременной безопасности пунктов глубинного захоронения РАО используется многобарьерная защита, состоящая из системы инженерных барьеров безопасности (ИББ): остеклованной матрицы, контейнера, буферного слоя, состоящего из глинистых материалов, и др., а также из природного барьера – массива горных пород. Важную роль в обосновании безопасности играет анализ теплофизических процессов для разного характерного времени их протекания – эксплуатационный период с наиболее активным тепловыделением в массиве и период после закрытия пункта захоронения радиоактивных отходов, когда целесообразно учитывать долговременные постэксплуатационные и климатические изменения. Для такого анализа необходимы представительные экспериментальные данные о теплофизических свойствах массива горных пород и ИББ.

Целью данной работы по экспериментальным исследованиям теплофизических свойств буферных материалов ИББ являлось формирование представительной базы исходных данных для термо-гидродинамического и термо-геомеханического моделирования процессов в горном массиве на участке захоронения РАО.

Использовалась современная аппаратурно-методическая база, которая была адаптирована для проведения измерений на компактированных глинистых материалах с учетом их особенностей. Нами были проведены исследования теплофизических свойств глинистых материалов на 80 компактированных образцах, изготовленных из трех видов бентонитовой глины и из одного вида каолиновой глины. Образцы изготавливались в форме цилиндров размерами Ø50x40 и Ø30x30 мм, плотность образцов находилась в диапазоне от 1,4 до 1,7 г/см³, весовая влажность от 4 до 35 %.

Измерения теплопроводности, объемной теплоемкости и коэффициента тепловой анизотропии образцов при комнатной температуре проводились неразрушающим бесконтактным методом оптического сканирования [1]. Измерения теплопроводности и объемной теплоемкости при повышенных температурах проводились методом линейного источника с помощью прибора KD2 Pro, измерения температурного коэффициента линейного расширения (ТКЛР) проводились с помощью dilatометра ДКТ-40, измерения удельной теплоемкости проводились с помощью калориметра DSC 214 Polyma.

В рамках данной работы были разработаны методики проведения измерений ТКЛР, теплопроводности и объемной теплоемкости влажных компактированных глинистых образцов при повышенных температурах.

По результатам измерений установлено, что диапазон теплопроводности образцов для компактированных глинистых материалов составляет 0,42...1,78 Вт/(м·К), диапазон изменения объемной теплоемкости - 1,49...3,15 МДж/(м³·К). Для наглядной визуализации результатов измерений были построены поверхности зависимостей теплопроводности и объемной теплоемкости компактированных образцов для одного из месторождений бентонита от их плотности и влажности, результаты приведены на Рис.1. Также получены уравнения регрессии для этих поверхностей:

$$\lambda(\rho, w) = -5,584 + 2,336 \cdot \rho + 0,777 \cdot w - 0,1544 \cdot \rho \cdot w - 0,045 \cdot w^2 + 0,005525 \cdot \rho \cdot w^2 + 0,0008463 \cdot w^3 ;$$
$$C_p(\rho, w) = -6,533 + 2,163 \cdot \rho + 1,022 \cdot w - 0,06666 \cdot w^2 + 0,0015 \cdot w^3,$$

где λ - теплопроводность, Вт/(м·К), C_p – объемная теплоемкость, МДж/(м³·К), ρ – плотность образца, г/см³, w – весовая влажность образца, %.

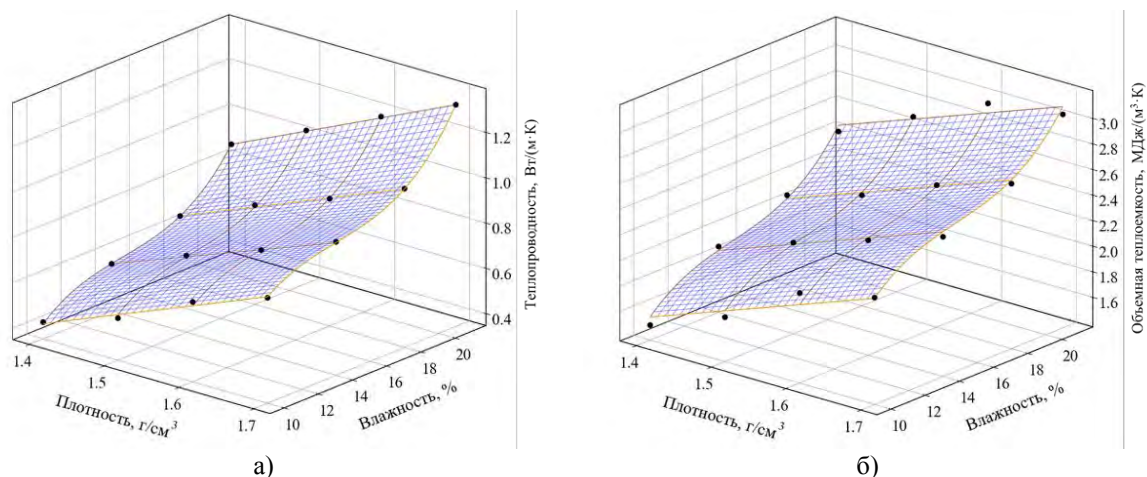


Рис.1 – Поверхности, отображающие изменение теплопроводности (а) и объемной теплоемкости (б) компактированных образцов одного из типов бентонита в зависимости от их плотности и влажности

Значения теплопроводности частиц буферных материалов месторождений двух типов бентонитовой глины и каолиновой глины составляют соответственно 1,38, 1,77 и 2,22 Вт/(м·К), значения объемной теплоемкости составляют соответственно 2,59, 2,56 и 2,54 МДж/(м³·К).

Теплопроводность с увеличением влажности и плотности компактированных образцов увеличивается на величину от 63 до 106%, объемная теплоемкость - от 38 до 62%.

Теплопроводность и объемная теплоемкость при нагреве исследовавшихся бентонитов от 20 до 80°C повышаются незначительно - до 5 %. Для образцов каолиновой глины с плотностью 1,4 г/см³ и влажностью 20% изменение теплопроводности составляет 45%, объемной теплоемкости 10%, для образцов с плотностью 1,7 г/см³ и влажностью 22% - 3 и 7% соответственно.

По результатам измерений показано, что ТКЛР влажных компактированных образцов бентонитов в разы превышает ТКЛР горных пород, который редко достигает значений выше $2 \cdot 10^{-5} \text{ K}^{-1}$ [2, 3].

Таким образом, разработанная аппаратурно-методическая база и полученные результаты измерений обеспечивают формирование представительных данных о теплофизических свойствах материалов ИББ и дают основу для термо-гидродинамического и термо-геомеханического моделирования процессов в горном массиве, необходимых для обоснования безопасности захоронения РАО.

Литература

1. Popov Y. et al. ISRM Suggested Methods for Determining Thermal Properties of Rocks from Laboratory Tests at Atmospheric Pressure // Rock Mech. Rock Eng. 2016 4910. Springer, 2016. Vol. 49, № 10. P. 4179–4207.
2. Миклашевский Д.Е. Разработка и применение аппаратурно-методического комплекса для измерений тепловых свойств горных пород при повышенных термобарических условиях. Российский государственный геологоразведочный университет имени Серго Орджоникидзе, 2007. 164 р.
3. Gabova A. et al. Experimental investigation of thermal expansion of organic-rich shales // Int. J. Rock Mech. Min. Sci. Pergamon, 2020. Vol. 132. P. 104398.

Формирование системы групповых констант для нейтронно-физических расчетов активных зон реакторов типа БН на основе РОСФОНД-2020.2

Панова Д.В., аспирант 2 года АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

Научный руководитель: к.т.н., начальник ДРИБ АЭС АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» Перегудов А.А.

Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»

тел.: (484) 399-85-65, эл. почта: dvpanova@ipre.ru

Тематика развития константного обеспечения в настоящее время приобретает все большую актуальность в связи с национальной стратегией перехода на замкнутый ядерный топливный цикл. Вместе с этим повышается значимость задач уточнения расчетных моделей и минимизации методических, статистических и константных погрешностей. В этой связи в основу работы была заложена идея создания универсальной системы констант, с одинаковой точностью описывающей как урановую загрузку, так и загрузку смешанным уран-плутониевым топливом с возможностью проведения на ее основе как прецизионных расчетов методом Монте-Карло (формат данных – ACE), так и многогрупповых расчетов (форматы – БНАБ и ANISN).

Целью данной работы является создание унифицированной базы групповых реакторных констант для нейтронно-физических расчетов активных зон реакторов БН-600 и БН-800, которая с одинаковой точностью описывала бы как системы с урановым топливом, так и системы с МОКС топливом.

В данной работе проведен анализ имеющихся в свободном доступе библиотек оцененных ядерных данных с целью обоснования выбора исходных файлов для формирования новой системы групповых констант для нейтронно-физических расчетов активных зон реакторов типа БН; описан процесс формирования новой библиотеки реакторных констант, а также проведена верификация полученной системы на рас-четных моделях реальных состояний реакторов БН-600 и БН-800.

Работа выполнена в рамках договора с филиалом АО «Концерн Росэнергоатом» «Белоярская атомная станция». В результате проделанной работы на основе файлов РОСФОНД-2020.2 была сформирована новая библиотека групповых констант, получившая название БНАБ-РФ22. Библиотека включила в себя обновленные данные таблиц основных нейтронных сечений, факторов самоэкранировки и коэффициентов Допплера, а также данные о спектрах деления для основных топливных нуклидов.

Библиотека БНАБ-РФ22 в составе обновленного расчетного модуля ПС ГЕФЕСТ-М будет внедрена в опытную эксплуатацию на Белоярской АЭС.

Литература

1. Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кошечев В.Н., Николаев М.Н. РОСФОНД – российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 2007. Вып. 1-2, С.3-21.
2. M. Herman, A. Trkov ENDF-6 Formats Manual, CSEWG Document ENDF-102 Report BNL-90365-2009 Rev. 1 – July, 2010.
3. D.A. Brown, M.B. Chadwick et al. ENDF/B-VIII.0: The 8th Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELO-project Cross Sections, New Standards and Thermal Scattering Data. Nuclear Data Sheets, v.148, 02, 2018.
4. The JEFF-3.3.1 Nuclear Data Library, NEA Nuclear Data Services, 2018.
5. K. Shibata, O. Iwamoto et al. JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering, J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30, 2011.
6. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. М.: Энергоиздат, 1981.
7. Кошечев В.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Библиотека оцененных нейтронных данных ФОНД-2.2: Сб. II Вопросы атомной науки и техники, сер. «Ядерные константы», вып. 2. – М.: ЦНИИАИ, 2000. С. 40.

Разработка системного теплогидравлического кода HYDRA-IBRAE/MSL для моделирования жидкосолевых реакторов

Петрова М.Н., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.т.н. зав. отделением ИБРАЭ РАН Мосунова Н.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-78, эл. почта: pmn@ibrae.ac.ru

Важной особенностью большинства разрабатываемых сегодня проектов жидкосолевых реакторов (ЖСР) является то, что топливо в них присутствует в виде расплавленной смеси топливных добавок с несущей солью, которая также выполняет функции теплоносителя первого контура. Это существенно отличает ЖСР от твердотопливных реакторов, поэтому для них требуются расчетные коды, включающие модели всех ключевых процессов, характерных именно для ЖСР. Одним из разрабатываемых в ИБРАЭ РАН для обоснования безопасности ЖСР кодов является системный теплогидравлический код HYDRA-IBRAE/MSL. Первая версия кода ориентирована на моделирование исследовательского жидкосолевого реактора (ИЖСР), разрабатываемого в АО «НИКИЭТ» [1]. Область применения кода HYDRA-IBRAE/MSL включает моделирование теплогидравлических процессов в жидкосолевых, водяных и газовых контурах систем теплоотвода и аварийных систем, активной зоне и теплообменном оборудовании.

Первой задачей, которая была решена при создании кода HYDRA-IBRAE/MSL, являлось формирование перечня ключевых теплогидравлических процессов и явлений, протекающих в жидкосолевых контурах ИЖСР. По итогам системного анализа был определен следующий перечень:

- Гидравлическое сопротивление жидкосолевого теплоносителя (ЖСТ) в обогреваемых и необогреваемых каналах;
- Теплообмен ЖСТ в каналах;
- Гидравлическое сопротивление ЖСТ в каналах с продольным обтеканием пучка труб;
- Теплообмен ЖСТ в каналах с продольным обтеканием пучка труб;
- Замерзание и размораживание ЖСТ;
- Изменение уровня ЖСТ;
- Энерговыведение в объеме ЖСТ;
- Естественная и смешанная циркуляция ЖСТ;
- Перенос неконденсируемых газов в теплоносителе;
- Процессы в газовых полостях.

Этот перечень использовался для составления матрицы верификации и валидации, в которую также вошли постановки аналитических тестов и экспериментальные данные, пригодные для валидации. По результатам обзора доступных экспериментальных данных было отобрано 8 подходящих экспериментов, причем 6 экспериментов из 8 были направлены на изучение теплообмена ЖСТ в круглой трубе, в одном из оставшихся экспериментов исследовалось гидравлическое сопротивление и теплообмен ЖСТ в круглых трубах и при продольном обтекании пучка труб, в другом – естественная циркуляция ЖСТ.

Полученную матрицу планируется использовать для верификации и валидации кода HYDRA-IBRAE/MSL.

За основу для разработки кода HYDRA-IBRAE/MSL был взят разработанный в проекте «Коды нового поколения» проектного направления «Прорыв» код HYDRA-IBRAE/LM, предназначенный для реакторных установок (РУ) с жидкометаллическими теплоносителями (ЖМТ). Выбор этого кода обусловлен подобием ряда процессов в РУ с ЖМТ и ЖСР, модели которых уже реализованы в данном коде. Среди них модели замерзания теплоносителя на стенке, энерговыведения в объеме теплоносителя, изменения уровня теплоносителя, течения теплоносителя с неконденсируемыми газами и др.

В основе математической модели кода HYDRA-IBRAE/LM лежит система уравнений, состоящая из законов сохранения (массы, энергии и количества движения), уравнений термодинамического состояния и замыкающих соотношений, описывающих взаимодействие фаз теплоносителя со стенками и между собой. Из-за своего фундаментального характера уравнения сохранения инвариантны относительно типа

РУ. В отличие от них замыкающие соотношения представляют собой в подавляющем большинстве случаев эмпирические корреляции, полученные на основе обобщения экспериментальных данных, поэтому их область применимости ограничена по типам теплоносителей и геометрий каналов. Поэтому основная часть модификаций кода состояла в реализации замыкающих соотношений для ЖСТ.

РУ на расплавах солей, как правило, включают два и более контуров теплоотвода, теплоносителями в которых могут выступать жидкие соли фторидов/хлоридов металлов с топливными добавками и без, вода и газы. Базовый код HYDRA-IBRAE/LM уже обладает необходимыми соотношениями для моделирования водяных и газовых теплоносителей, эта функциональность была сохранена в коде HYDRA-IBRAE/MSL. В дополнение к ней в программе были реализованы карты режимов и замыкающие соотношения, описывающие поведение жидкосолевых теплоносителей. В связи с тем, что у используемых в ЖСР расплавов солей в широком диапазоне рабочих параметров давление насыщенных паров мало, то содержанием паров в них можно пренебречь. Поэтому они рассматриваются как однофазные или двухфазные теплоносители, газовая фаза которых состоит исключительно из неконденсируемых газов. Соответственно, в настоящей версии кода межфазный массообмен для них не моделируется.

Для моделирования течения двухфазных смесей жидких солей с неконденсируемыми газами в коде HYDRA-IBRAE/MSL была реализована карта режимов течения. Для вертикальных каналов выделены пузырьковый, снарядный и кольцевой режимы течения. Однофазные режимы течения при этом считаются предельными случаями пузырькового и кольцевого режимов. Границы между пузырьковым режимом и снарядным и между снарядным и кольцевым определяются по значению истинного объемного газосодержания. В горизонтальных каналах также присутствуют вышеперечисленные режимы, но дополнительно выделен расслоенный режим течения, возникающий при выполнении условия, основанного на анализе неустойчивости Кельвина-Гельмгольца [2]. В зависимости от режима течения в коде используются соответствующие замыкающие соотношения. Кроме того, в коде HYDRA-IBRAE/MSL для ЖСТ реализована возможность задания каналов разной геометрии: круглая труба, плоская щель, пучки стержней в квадратной и треугольной упаковках. Каждому из этих типов геометрий также соответствуют собственные замыкающие соотношения по трению и теплообмену со стенкой. Используемые замыкающие соотношения по трению со стенкой базируются на справочных данных и рекомендациях из [3-7], а соотношения по теплообмену со стенкой были полученных путем обобщения экспериментальных данных или численными методами в [8-11].

Кроме моделей физических процессов в расчетный код должны быть включены данные по свойствам теплоносителей. Поэтому в используемой программой HYDRA-IBRAE/MSL базе данных были реализованы теплофизические свойства нескольких солей FLiBe и FLiNaK разных составов: $66\text{LiF}-34\text{BeF}_2$, $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2$, $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2$ с добавкой 1 мол.% UF_4 , $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2$ с добавкой 2 мол.% UF_4 , $46,5\text{LiF}-11,5\text{NaF}-42\text{KF}$ и $46,5\text{LiF}-11,5\text{NaF}-42\text{KF}$ с добавкой 15 мол.% ThF_4 . Реализованные данные по теплофизическим свойствам (температура плавления, вязкость, плотность, теплопроводность и теплоемкость) солей FLiBe были получены в экспериментах в ИБТЭ УрО РАН в 2021 году. Экспериментальных данных по температуре кипения для солей FLiBe не было найдено, поэтому используется значение, полученное расчетными методами в [12]. Свойства для солей FLiNaK были получены по результатам анализа экспериментальных и аналитических данных из более чем 35 различных источников, например, [13-15].

На данный момент код HYDRA-IBRAE/MSL верифицирован на некоторых аналитических задачах. Например, с целью проверки правильности реализации соотношений для расчёта коэффициента теплообмена со стенкой, было проведено моделирование следующей задачи: на вход в круглый горизонтальный канал длиной 1 м и внутренним диаметром 0,05 м подается жидкая соль $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2$ с расходом 5 кг/с. Температура соли составляет 970 К, давление – 1 атм. К внешней стороне стенки канала подводится тепловой поток, величина которого ступенчато изменяется, увеличиваясь на 10 кВт каждые 100 с. Стенка канала толщиной 1 мм выполнена из стали марки 08X18H10T с начальной температурой 970 К.

Результаты расчетов с помощью кода HYDRA-IBRAE/MSL и сравнение с аналитическим решением представлены на рисунке 1. Полученные при моделировании результаты хорошо согласуются с аналитическим решением: на отрезках времени с установившимся решением максимальное отклонение от аналитического решения составило 0,0003 К, среднее относительное отклонение составило 0,0076 %.

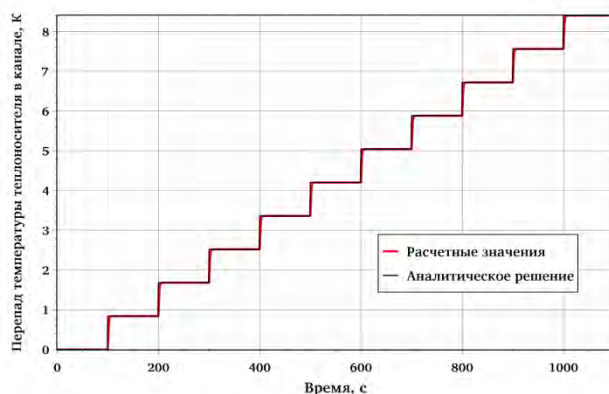


Рис.1. Сравнение рассчитанного кодом HYDRA-IBRAE/MSL значения перепада температуры теплоносителя в канале с аналитическим решением в задаче о моделировании теплообмена ЖСТ со стенкой

Дальнейшее развитие кода HYDRA-IBRAE/MSL будет состоять в проведении верификации и валидации на задачах и экспериментальных данных, вошедших в разработанную матрицу верификации и валидации. Кроме того, код HYDRA-IBRAE/MSL включен в качестве модуля в состав интегрального кода ЕВКЛИД/ЖСР, предназначенного для моделирования теплогидравлических и нейтронно-физических процессов в ИЖСР. Код ЕВКЛИД/ЖСР также должен будет пройти валидацию и верификацию на интегральных тестах и экспериментах.

Литература

1. <https://www.rosatom.ru/journalist/news/nikiet-zavershil-razrabotku-eskiznogo-proekta-ustanovki-s-issledovatel'skim-zhidkosolevym-reaktorom/>. Дата обращения: 10.04.2024.
2. Wallis B. G., Dobson J.E. The onset of slugging in horizontal stratified air water flow // Int. J. Multiphase Flow. 1973. Vol. 89. P. 173-195.
3. Справочник по теплогидравлическим расчётам в ядерной энергетике. Т. 1. Теплогидравлические процессы в ЯЭУ / Под ред. Кириллова П.Л. – М.: ИздАт, 2010.
4. Идельчик И. Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям / М.: Машиностроение, 1992.
5. С. С. Кутателадзе Теплопередача и гидродинамическое сопротивление. Справочное пособие. Энергоатомиздат. Москва. 1990.
6. Руководство по безопасности «Расчетные соотношения и методики расчета гидродинамических и тепловых характеристик элементов и оборудования ядерных энергетических установок с жидкометаллическим теплоносителем» РБ-075-12.
7. Жуков А.В., Сорокин А.П. Анализ гидравлического сопротивления пучков твэлов быстрых реакторов // Атомная энергия. 1986. Том 60. Вып.5. С.317-321.
8. В.М. Новиков, В.В. Игнатьев, В.И. Федулов, В.Н. Чередников. Жидкосольевые ЯЭУ: перспективы и проблемы. Физика и Техника ядерных реакторов. Выпуск 39. – М.: Энергоатомиздат, 1990.
9. C.Y. Wang. On the Nusselt Number for H2 Heat Transfer in Rectangular Ducts of Large Aspect Ratios // Journal of Heat Transfer, 2014, Vol. 136 / 074501-1.
10. Ю.А. Булыгин, А.А. Гуртовой, А.В. Кретинин, М.И. Кирпичев. Теплообмен в камерах сгорания энергетических установок: учеб. пособие / Воронеж: ФГБОУ ВПО «Воронежский государственный технический университет», 2014. 150 с.
11. Б.С. Петухов, Л.Г. Генин, С.А. Ковалев, С.Л. Соловьев «Теплообмен в ядерных энергетических установках» Москва, Изд. МЭИ, 2003 г., 548с.
12. Williams D.F., Toth L.M., Clarno K.T. Assessment of candidate molten salt coolants for the advanced high-temperature reactor (AHTR) – ORNL/TM-2006/12. March 2006.
13. R.R. Romatoskia, L.W. Hua, Fluoride salt coolant properties for nuclear reactor applications: A review. Massachusetts Institute of Technology, 2017, NW12-220, 77 Massachusetts Ave., Cambridge, MA 02139
14. D. F. Williams, L. M. Toth, K. T. Clarno. Assessment of Candidate Molten Salt Coolants for the Advanced High-Temperature Reactor (AHTR). ORNL/TM-2006/12, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN 37831-6283 (2006).
15. R. Serrano-López, J. Fradera, S. Cuesta-López, Molten salts database for energy applications, Chemical Engineering and Processing: Process Intensification, Volume 73, 2013, Pages 87-102, ISSN 0255-2701, <https://doi.org/10.1016/j.cep.2013.07.008>.

Обобщенная энергия дефекта упаковки в мононитриде урана: сравнение трех моделей межатомного взаимодействия

Пилиugin Л.С., Антропов А.С.

Научный руководитель: д.ф.-м.н. зав. отделом ОИВТ РАН Стегайлов В.В.

Объединённый институт высоких температур РАН
Московский физико-технический институт (НИУ)

тел.: (495) 485-85-45, эл. почта: piliugin.ls@phystech.edu

Дислокации являются одним из основных типов протяжённых дефектов в кристаллических твердых телах. Их наличие заметно влияет на механические свойства кристалла. В контексте свойств ядерных топлив обсуждается влияние дислокаций на ускоренный выход из объема газовых продуктов деления [1]. Прямое молекулярно-динамическое моделирование динамики дислокаций позволяет понять их свойства, но является вычислительно сложным методом [2,3]. Энергия дислокации состоит из двух частей: энергии упругой деформации и энергии дефекта упаковки. В качестве достаточно просто вычисляемой характеристики материала, непосредственно связанной со структурой краевых дислокаций, принято рассматривать обобщенную энергию дефекта упаковки (GSFE) [4,5].

Дислокации и их поведение хорошо изучены в чистых металлах, однако более сложных типы кристаллов изучены все еще недостаточно [5,6]. В данной работе представлены результаты расчетов обобщенной энергии дефекта упаковки GSFE в мононитриде урана, основе СНУП-топлива. Рассмотрено три модели межатомного взаимодействия, разработанных для этого материала.

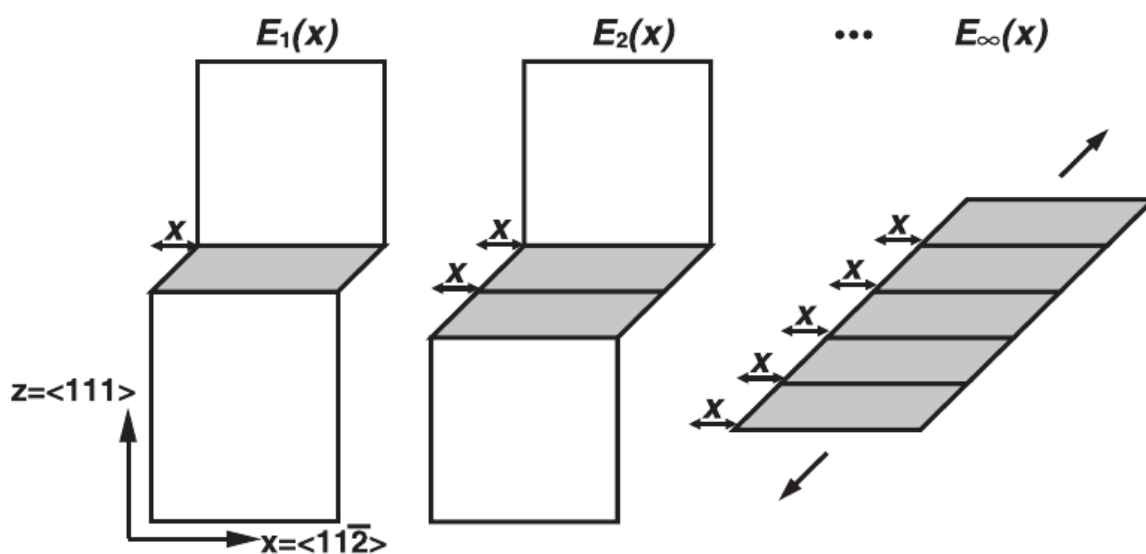


Рис.1. Схема расчета обобщенной функции энергии дефекта упаковки [3].

Метод расчета GSFE состоит из следующих этапов (Рис. 1). Двумя параллельными плоскостями разделим кристалл на три блока. Два крайних будем двигать параллельно плоскостям разреза как твёрдые тела. При этом в промежуточном блоке возникнет сдвиговая деформация. Разделив изменение потенциальной энергии на площадь поверхности соприкосновения и число n , на 1 большее количества атомных плоскостей в промежуточном слое, получим обобщенную функцию энергии дефекта упаковки γ_n .

$$\gamma_n(x) = \frac{\Delta E(x)}{nS}$$

Для расчётов используется пакет LAMMPS и три модели потенциала межатомного взаимодействия: EAM [7], ADP [8] и SNAP. Модель EAM является центрально-симметричным многочастичным потенциалом. ADP — модификация EAM модели, учитывающая углы в тройках атомов. Потенциал

SNAP использует разложение локального окружения по сферическим гармоникам и применяет методы машинного обучения. Модель SNAP разрабатывается в данный момент в нашем коллективе.

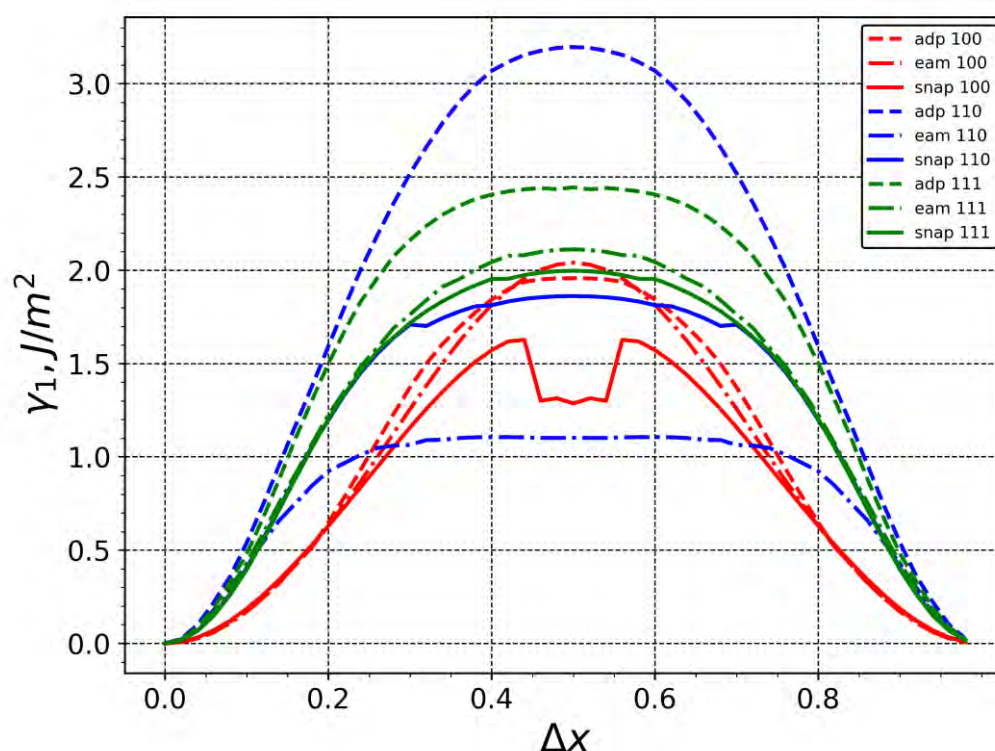


Рис. 2. Обобщенные функции энергии дефекта упаковки в монокристалле урана для разных моделей взаимодействия и плоскостей скольжения

Результаты расчетов GSFE для монокристалла урана (Рис. 2) сравниваются с результатами для ГЦК алюминия и для нитрида титана [6]. Показаны отличия GSFE для монокристалла урана по расчетам с разными потенциалами. Обсуждаются возможные причины обнаруженных расхождений.

Литература

1. Noirot L., Verma L., Maugis P. Oriented intra-granular bubble transport due to coupling of pinned bubble growth and dislocation climb //Journal of Nuclear Materials. – 2023. – Т. 577. – С. 154311.
2. Куксин А. Ю., Стегайлов В. В., Янилкин А. В. Молекулярно-динамическое моделирование динамики краевой дислокации в алюминии //Доклады академии наук. 2008. Т.420. № 4. С. 467–471.
3. Lunev A.V., Starikov S. V., Aliev T. N., Tseplyaev V. I. Understanding thermally-activated glide of $1/2\langle 110 \rangle\{110\}$ screw dislocations in UO_2 —a molecular dynamics analysis //International Journal of Plasticity. – 2018. – Т. 110. – С. 294-305.
4. Ogata S., Li J., Yip S. Ideal pure shear strength of aluminum and copper //Science. – 2002. – Т. 298. – №. 5594. – С. 807-811.
5. Rodney D., Ventelon L., Clouet E., Pizzagalli L., Willaime F. Ab initio modeling of dislocation core properties in metals and semiconductors //Acta Materialia. – 2017. – Т. 124. – С. 633-659.
6. Li N., Yadav S. K., Liu X.-Y., Wang J., Hoagland R. G., Mara N., Misra A. Quantification of dislocation nucleation stress in TiN through high-resolution in situ indentation experiments and first principles calculations // Scientific reports. – 2015. – Т. 5. – №. 1. – С. 15813.
7. Kocovski V. et al. Development and application of a uranium mononitride (UN) potential: Thermomechanical properties and Xe diffusion //Journal of Nuclear Materials. – 2022. – Т. 562. – С. 153553.
8. Tseplyaev V. I., Starikov S. V. The atomistic simulation of pressure-induced phase transition in uranium mononitride // Journal of Nuclear Materials. – 2016. – Т. 480. – С. 7-14.

Мультифакторное моделирование вклада биогеохимических процессов в миграции урана в подземных водах вблизи хранилищ РАО при комплексном загрязнении

Попова Н.М.^{1,2}

Научный руководитель: к.х.н. с.н.с. ИБРАЭ РАН Болдырев К.А.

¹Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

²Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина РАН

тел.: 79055808180, эл. почта: nm.popova.ipce.ras@gmail.com

Непрерывная эксплуатация наземных хранилищ радиоактивных отходов, построенных в середине XX века, сопровождающаяся разрушением инженерных барьеров, может привести к попаданию макрокомпонентов РАО в грунтовые воды. Среди них представляют наибольшую опасность растворимые соединения урана, нитрат- и сульфат-ионы, способные к значительной миграции от пункта размещения отходов с потоком воды. На миграцию урана в подземных водах влияют различные факторы, включая физические и химические параметры, состав и строение породы зоны миграции, концентрация макрокомпонентов отходов и биогеохимические процессы.

Было проведено лабораторное моделирование активации микробных сообществ при попадании растворимых компонентов отходов в подземные воды. В результате было установлено, что попадание в систему подземных вод таких компонентов, как нитраты, сульфаты, карбонаты и др., обеспечивает образование восстановительных условий, обрастание пород микробными биопленками, а также формирование минеральных фаз (карбонатные, сульфидно-железистые, железистые, фосфатные). Термодинамическое моделирование показало, что наибольший вклад в миграцию урана вносит биогенное накопление осадков, а также локальное образование зон с восстановительными условиями редокс-потенциала.

Результаты моделирования кампании реактора со свинцовым теплоносителем с использованием кода ЕВКЛИД/V1

Потапов В.С., главный специалист по нейтронно-физическим расчетам ИБРАЭ РАН

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: +7 (925) 320-63-10, эл. почта: potapovvs@ibrae.ac.ru

Динамический интегральный универсальный расчётный код ЕВКЛИД/V1 предназначен для анализа и обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем. При этом для обоснования безопасности необходимо иметь возможность проведения динамических расчетов на любой момент времени эксплуатации установки с учетом выгорания реакторных материалов. В данной связи в коде был разработан инструментарий по моделированию кампаний реактора с учётом перегрузок сборок и изменений положений РО СУЗ. При этом при расчете выгорания используется так называемая группировка сборок, при которой параметры потока нейтронов и выгорания усредняются по всей группе. Код позволяет использовать в расчетах модели с различным разбиением активной зоны на группы, вплоть до варианта, в котором каждая ТВС уникальна.

С использованием разработанного инструментария был проведён расчёт модели реактора со свинцовым теплоносителем без учёта изменения теплогидравлических параметров для кампании длительностью 900 эффективных суток в трёх различных вариантах разбиения активной зоны. Первый вариант: два представителя ТВС (сборка центральной и периферийной зоны) на активную зону. Второй вариант: четыре представителя ТВС (три представителя сборок ТВС центральной зоны, разбитые по концентрическим слоям, и один представитель для ТВС периферийной зоны), в третьем варианте каждая ТВС уникальна. Расчёт поля нейтронов проводился с применением диффузионной опции модуля DN3D и модуля выгорания BPSD.

По результатам расчетов получено, что интегральные значения массы актинидов в течение кампании не зависят от типа разбиения. Это объясняется тем, что интегральная мощность реактора постоянна и одинакова на протяжении всего расчёта для всех трёх расчетных вариантов, то есть суммарная энергия, выделяемая в активной зоне при взаимодействии нейтронов с ядрами, также постоянна и одинакова для всех вариантов. При этом распределения выгорания по ТВС в различных вариантах разбиения различаются. Поведение запаса реактивности в течение кампании реактора для трёх вариантов также различается. Максимальное различие было достигнуто на конец кампании: для первого варианта – $0,29 \beta_{эф}$, для второго варианта – $0,26 \beta_{эф}$, а для третьего – $0,22 \beta_{эф}$.

Для учета влияния температурно-плотностных обратных связей на нейтронно-физические характеристики был проведён расчёт с учётом изменения теплогидравлических параметров. Расчёт этих параметров производился при помощи твэльного модуля БЕРКУТ и теплогидравлического модуля HYDRA-IBRAE/LM кода ЕВКЛИД/V1. Для варианта с четырьмя представителями на активную зону значение запаса реактивности составило $0,47 \beta_{эф}$. Отличие от результатов, полученных ранее, обусловлено учетом в расчете температурно-плотностных обратных связей.

Работа выполнена при финансовой поддержке Госкорпорации «Росатом» (в рамках Государственного контракта № Н.4о.241.19.21.1068).

Опыт использования штрафных функций при оптимизации толщины защиты от загрязненного пола

Рукавичникова А.А., Кизуб П.А., Киселев Г.Р.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

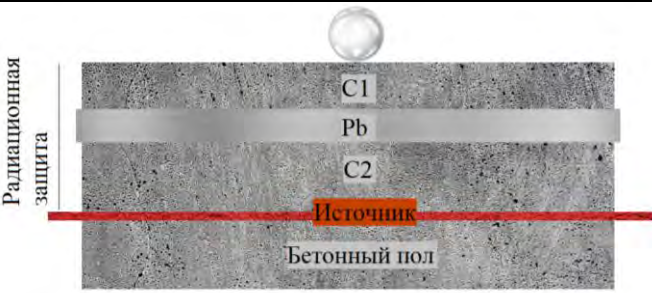
тел.: (495) 955-22-31, эл. почта: taa@ibrae.ac.ru

Одна из типовых задач на предприятиях атомной отрасли – это определение оптимальной конфигурации радиационной защиты (РЗ) в различных радиационно-загрязненных помещениях, что на практике реализуется последовательными запусками расчетов с разными параметрами. В работе исследуется возможность применения эвристических оптимизационных методов к задаче подбора конфигурации защиты необходимой для снижения мощности эквивалентной дозы (МЭД) от гамма-излучения радиационно загрязненного пола до уровня допустимого для работы персонала. В качестве защитных материалов предполагается использовать комбинацию бетона и свинца.

Задача решается с использованием расчетных кодов TDMCC (входит в состав ПК КОРИДА [1]) – для оценки дозовых полей от каждого источника гамма-излучения исследуемого объекта и MOUSE [2] – для автоматической калибровки параметров модели пола с защитой.

Модель включает бетонный пол, комбинацию защитных материалов (бетон и свинец) и воздушную среду над ними (таблица 1). Толщина пола постоянна и составляет 20 см. В качестве источника гамма-излучения выступает тонкая область (толщиной 0,01 см) между полом и защитой. Спектр источника сформирован на основании известного радионуклидного состава: ^{137}Cs , ^{60}Co и ^{134}Cs .

Таблица 1 Геометрия задачи и варьируемые параметры модели

	Имя параметра	Границы, см
	C1 – толщина бетона	5-20
	C2 – толщина бетона	5-20
	Pb – толщина свинца	1-4

Оценка МЭД проводится в регистрационной зоне (сфера радиусом 2,5 см), располагающейся по центру поверхности, с использованием коэффициентов перевода плотности потока гамма-излучения в МЭД для кожи человека в соответствии с данными из НРБ-99/2009 [3].

MOUSE использовался для того, чтобы определить толщины слоев защиты таким образом, чтобы при соблюдении условия неперевышения граничного значения по МЭД, минимизировать толщины защитных слоев, особенно слоя свинца. Геометрия задачи и варьирувавшиеся в процессе калибровки параметры модели приведены в таблице 1. Диапазоны изменения выбирались исходя из оценок значений ранее решенных аналогичных задач.

Методы автоматической калибровки модели были адаптированы для решения оптимизационной задачи с дополнительными условиями. Одним из подходов к решению задач условной оптимизации является метод штрафных функций [4]. Основа метода штрафных функций состоит в преобразовании задачи минимизации функции $f(x)$ с, наложенными на x ограничениями, в традиционную задачу поиска минимума, но для функции:

$$y = f(x) + P(x), \quad (1)$$

где функция $P(x)$ является штрафом, то есть при нарушении ограничений она «штрафует» функцию y , увеличивая её значение. В таком случае минимум функции y будет находиться внутри области ограничений.

При решении задачи оценки РЗ использовалась штрафная функция:

$$P = 100 * \max\left(0, \text{ceil}\left(\left\{\frac{\text{МЭД}}{\text{граничное_значение}}\right\} - 1\right)\right)^2, \quad (2)$$

которая резко увеличивала значение целевой функции, если оцениваемая доза превышала пороговое значение или равнялась нулю в остальных случаях. Таким образом, итоговая целевая функция:

$$y = C1 + C2 + \text{floor}(Pb) * 2.5 + 100 * \max(0, \text{ceil}(\{MЭД\} - \{\text{граничное_значение}\}))^2, \quad (3)$$

состоит из суммы толщин слоев бетона и свинца и штрафной функции. Однако заранее известно, что с увеличением толщины Pb, оцениваемая МЭД уменьшается быстрее, чем при таком же увеличении толщины бетона, но из-за высокой стоимости Pb на практике часто выбор конфигурации толщин материалов смещается в сторону утолщения слоев бетонов. Поэтому в целевой функции есть «компенсирующий» множитель (2,5). В зависимости от задач оптимизации (стоимости, толщины, веса) множитель может быть скорректирован.

Эффективность оптимизации для любой задачи также зависит от выбора конкретного оптимизационного метода, а также его настроек. В работе были применены преднастроенные в MOUSE алгоритмы роя частиц (MPSO), поиска гармонии (HS), поиска кукушки (CS) [5]. Лучшие решения были найдены при использовании CS. В таблице 2 частично приведены результаты многократного запуска оптимизации – для CS повторный запуск выполнялся с целью определения устойчивости решения.

Таблица 2 Значения параметров модели и целевой функции в зависимости от метода

	MPSO	CS	CS2	CS3	CS4
Толщина бетона (1-й слой)	15,3	18,0	17,6	17,9	17,8
Толщина бетона (3-й слой)	13,5	10,8	11,5	11,2	11,3
Толщина свинца (2-й слой)	1	1,5	1,5	1,5	1,5
Значение целевой функции	4933,8	36,3	36,6	36,6	36,6

Заключение

На данном примере продемонстрированы возможности методов автоматической калибровки как эффективного инструмента для задачи выбора оптимальной конфигурации РЗ.

Условная оптимизация проверена на задаче проектирования защиты от радиационно загрязненного пола в помещении. Численные результаты показали, что оптимизация позволяет сбалансировать защиту в зависимости от запроса учесть дополнительные ограничения.

Дополнительное достоинство такого подхода в приложении к таким задачам состоит в том, что потенциально можно получить несколько оптимальных решений, что сделает процедуру проектирования радиационной защиты более гибкой.

Литература

1. Блохин А. И., Блохин П. А., Ванев Ю. Е., Сипачев И. В. Программный комплекс КОРИДА для прогнозирования радиационных полей с учетом изменений характеристик источников излучений и инженерных барьеров безопасности // ВАНТ, сер Математическое моделирование физических процессов 2019 Вып 4 С 78—86
2. Расчетный комплекс для учета неопределенностей численного моделирования в задачах обоснования безопасности MOUSE. Версия 1.0 / Нужный А.С., Савельева-Трофимова Е.А., Свительман В.С., Горелов М.М., Рукавичникова А.А. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ RU 2022667451, 21.09.2022 – Заявка № 2022666414 от 05.09.2022.
3. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009: Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523 - 09 [2009-00-07 утв. постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от “07” июля 2009 г. № 47].
4. Yeniyay Ö. Penalty function methods for constrained optimization with genetic algorithms // Mathematical and computational Applications. – 2005. – Т. 10. – №. 1. – С. 45-56.
5. Валетов, Д.К. Разработка геофильтрационной модели для участка “Енисейский” и оптимизация ее параметров при помощи гибридного оптимизационного алгоритма / Д.К. Валетов, Г.Д. Неуважаев, В.С. Свительман // Известия Российской Академии Наук. Энергетика. – 2020. – № 1. – С. 128–137. – DOI: 10.31857/S0002331019050170. – ISSN: 0002-3310

Оценка объемов РАО, образующихся при выводе из эксплуатации блоков АЭС

Сердечная В.А., специалист по технологиям обращения с РАО ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н, зав. отделом ИБРАЭ РАН Самойлов А.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: vas@ibrae.ac.ru

На современном этапе развития отечественной атомной энергетики планируются и проводятся работы по подготовке к выводу и выводу блоков АЭС из эксплуатации. Одной из наиболее затратных статей при выводе из эксплуатации ОИАЭ является деятельность по обращению с образующимися радиоактивными отходами, включая их захоронение. Кроме того прогнозные оценки объемов РАО от ВЭ являются исходными данными при планировании и проектировании системы пунктов захоронения РАО, разработки контейнерного парка и необходимой логистической инфраструктуры.

В данной работе представлены результаты оценки объемов РАО от ВЭ блоков АЭС с РУ ВВЭР-440 (ЭБ № 3 Нововоронежской АЭС), ВВЭР-1000 (ЭБ № 1 Балаковской АЭС) и БН-600 (ЭБ № 3 Белоярской АЭС).

Работу условно можно разбить на три этапа, которые во многом выполнялись параллельно:

- 1) сбор и анализ исходных данных о потенциальных источниках РАО при ВЭ АЭС (масштабные характеристики и характеристики радиоактивного загрязнения), а также сведений о принятых и планируемых к применению методах кондиционирования, фрагментации и дезактивации элементов систем и оборудования энергоблоков АЭС;
- 2) разработка методических подходов к оценке радиоактивного загрязнения строительных конструкций и оборудования технологических систем (активационного загрязнения, обусловленного воздействием нейтронного излучения, и радиоактивного загрязнения, обусловленного контактом с загрязненными средами);
- 3) разработка производственно-технологических цепочек и проведение расчетов объемов РАО от ВЭ (определение классов кондиционированных РАО с учетом положений Постановления Правительства РФ от 19 октября 2012 г. N 1069 [1] в редакции Постановления Правительства РФ от 29 октября 2022 г. N 1929 [2]).

Одним из основных этапов работы являлся сбор и анализ исходных данных, включающих в себя: эксплуатационную, проектную и организационную документации. При этом при посещении площадок АЭС было установлено, что состояние информационной поддержки эксплуатации и будущих работ по ВЭ кардинально разное: от наличия специальных информационных ресурсов, включающих сведения об основном оборудовании, до полного отсутствия оцифрованных данных. В ходе работы было собрано и проанализировано более 10000 документов различного характера: паспорта, журналы, чертежи, инструкции, регламенты, результаты радиационных обследований и т.д.

В части оценки радиоактивного загрязнения было рассмотрено 2 типа загрязнения: наведенная активность и поверхностное радиоактивное загрязнение. Для оценки радиационных характеристик активированного оборудования применялся расчетный метод с использованием современных программных комплексов с учетом фактических данных по работе блоков АЭС. С поверхностным загрязнением ситуация более сложная. Основным источником исходных данных для оценки объемов образующихся РАО от ВЭ являются результаты радиационных обследований. Однако рассматриваемые блоки находятся в эксплуатации, вывод которых планируется только в отдаленной перспективе. В этой связи оценка поверхностного загрязнения проводилась следующим образом:

- определение радиоактивных сред и радионуклидного состава загрязнения оборудования на основании спектрометрии сред;
- расчет поверхностной активности однотипного и сложного оборудования и строительных конструкций с помощью программных средств (Geant4, Microshield и др.);
- построение радионуклидных векторов для систем, оборудования и конструкций;

- проведение дополнительных уточняющих измерений.

На заключительном этапе определения объемов РАО от ВЭ блоков АЭС были разработаны производственно-технологические цепочки (ПТЦ), когда для каждого из типов оборудования и строительных конструкций были назначены методы выполнения дезактивации, коэффициенты дезактивации, а также типы и удельные объемы образования вторичных РАО. После разработки ПТЦ и параметризации потоков РАО были рассчитаны объемы отходов, приведенных к критериям приемлемости.

Литература

1. Постановление Правительства РФ от 19.10.2012 г. № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов» (с изменениями и дополнениями)
2. Постановление Правительства РФ от 29 октября 2022 г. N 1929 «О внесении изменений в постановление Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. N 1069»

Анализ фильтрационных потоков на участке Енисейский с учетом неопределённостей параметризации трещиноватости среды

Смирнов К.Д.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-22-68, эл. почта: smirnov@ibrae.ac.ru

Гнейсовые породы Нижнеканского массива на участке Енисейский в Красноярском крае в настоящее время изучаются как потенциально пригодная вмещающая среда для сооружения пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО). Основным механизмом переноса радиоактивного загрязнения из ПГЗРО является миграция радионуклидов с подземными водами. Для расчетных оценок долговременной безопасности необходима детальная информация о фильтрационных свойствах вмещающих горных пород. На участке Енисейский они во многом определяются трещиноватостью, связанной с основными структурными элементами: разрывными нарушениями (представленными преимущественно зонами дробления) и дайками.

Уже имеющиеся результаты полевых исследований геологической среды нуждаются в уточнении в части анализа разрывных нарушений и их влияния на процессы выхода радиоактивного загрязнения из ПГЗРО [1]. В частности, уточнение структуры участка является одной из ключевых задач идущей в настоящее время стадии разведки Енисейского участка. В данной работе для выявления приоритетов дальнейших исследований участка Енисейский были проведены многовариантные миграционные расчеты на основе фильтрационной модели дальней зоны, которая построена с помощью расчетного кода GeRa [2].

В основу геологической модели была положена консервативная карта-схема разрывных нарушений в радиусе 5 км от проектируемого ПГЗРО, подготовленная на основе одной из интерпретаций данных геофизических исследований, а также с использованием цифровой модели рельефа [1].

Это определило исследовательскую цель работы – оценка влияния неопределённости при идентификации разрывных нарушений на миграцию загрязнителя от проектируемого ПГЗРО.

С помощью расчетных комплексов GeRa и MOUSE [3] выполнены многовариантные расчёты с последующим анализом неопределённости и чувствительности результатов к параметрам модели. В качестве загрязнителя рассмотрен несорбируемый трассер, выход которого из проектируемого ПГЗРО представлен как залповый выброс активности в виде объёмного источника. Выходными величинами модели, для которых имеет смысл оценить влияние неопределённостей параметризации трещиноватости, выбраны максимальные за весь период моделирования значения интегральных массовых расходов трассера в реки различных областей наблюдения. Варьируемыми параметрами являлись значения коэффициентов фильтрации для каждого разрывного нарушения.

Полученные в результате стохастические реализации отражают объективное разнообразие возможных параметризаций разрывных нарушений и демонстрируют необходимость научно обоснованного подхода к формированию представления о фильтрационных потоках территории. Статистический анализ этого набора реализаций позволяет оценить, как такие неопределённости влияют на итоговые оценки безопасности. Области наблюдения выделялись на основе бассейнов рек различных порядков: реки Енисей (рисунок 1), впадающих в нее р. Шумиха (севернее проектируемого ПГЗРО) и руч. Меркурьев (южнее ПГЗРО), а также руч. Студеный, правого притока руч. Меркурьев. Выходные модельные значения, для которых производился анализ чувствительности, и их итоговая статистика приведены в таблице 1. Для того же набора реализаций был проведён глобальный анализ чувствительности максимальных массовых расходов трассера в реки различных областей наблюдения к коэффициентам фильтрации различных разрывных нарушений методом Соболя. На рисунке 1 приведены индексы чувствительности для максимального расхода трассера в р. Енисей по всей области моделирования к коэффициентам фильтрации трещин и одна из реализаций многовариантных расчётов, при которой наблюдается максимальная разгрузка трассера в р. Енисей.

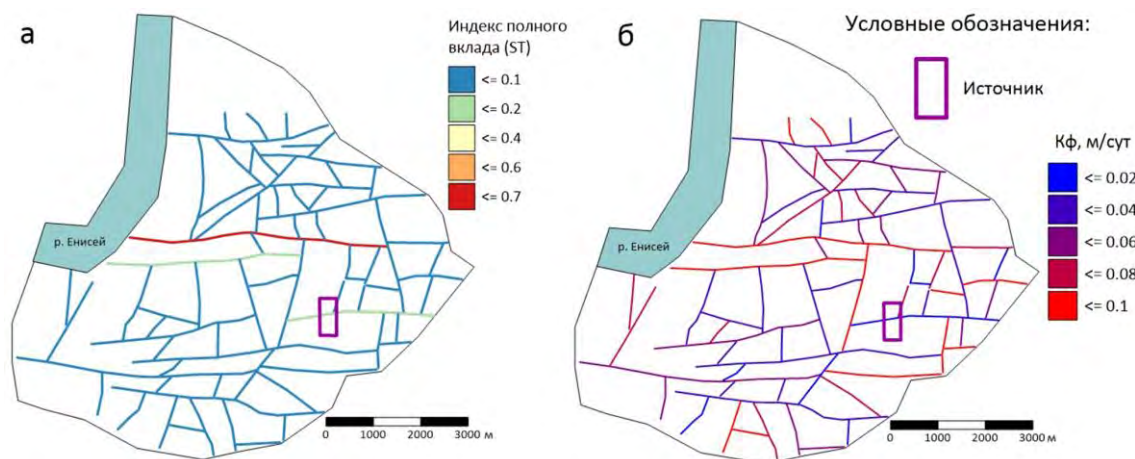


Рис.1. Пример анализа альтернативных параметризаций трещиноватости:

- а) результаты чувствительности массового расхода трассера в р. Енисей к фильтрационным параметрам трещин;
 б) одна из 12000 реализаций многовариантных расчётов, для которой демонстрируются условия максимальной разгрузки трассера в р. Енисей

Таблица 1. Статистика расчётных реализаций максимальных массовых расходов в реки различных областей (Бк/сут)

Река	Шумиха	Меркурьев	Меркурьев, верховья	Меркурьев, средняя часть	Студеный	Енисей
среднее	1282	1706	411	841	10	202
отклонение	730	898	595	659	16	268
минимум	4	27	0.001	3	0.03	0.02
максимум	3879	4467	3556	3851	168	1641

В результате проведенного анализа были определены разрывные нарушения, наиболее сильно влияющие на распространение загрязнения в различных областях площадки. В ходе дальнейших исследований их расположение будет необходимо подтвердить или опровергнуть прямыми методами, так как они выделены по косвенным признакам. Это позволит снизить консерватизм модели и неопределённости получаемых расчетных оценок безопасности. В частности, полученные результаты подтверждают значимость разрывных нарушений, проходящие вблизи проектируемого ПГЗРО, с точки зрения определения потенциальных зон разгрузки подземных вод. Также показано, что наибольший в процентном соотношении выход загрязнителя наблюдается в пределах бассейна ручья Меркурьев. В ходе последующего изучения участка Енисейский необходимо приоритизировать исследования в этой области, это позволит актуализировать гидрогеологическую модель для дальнейших итерационных расчётов в рамках оценки долговременной безопасности ПГЗРО.

Литература

1. Озерский Д. А., Гупало В. С., Казаков К. С., Неуважаев Г. Д. Изучение параметров геологического массива в рамках создания и эксплуатации подземной исследовательской лаборатории на участке «Енисейский» в Красноярском крае // Радиоактивные отходы. — 2022. № 4 (21). — С. 78-89.
2. Капырин И.В. Расчетные коды для гидрогеологического моделирования в задачах оценки безопасности ОИАЭ. // Радиоактивные отходы. — 2022. — №2 (19). — С.105-115.
3. Линге И. И., Уткин С. С., Свительман В. С., Дерябин С. А. Расчетное обоснование долговременной безопасности и оптимизация решений по захоронению РАО и выводу из эксплуатации: тенденции, потребности, возможности // Радиоактивные отходы. — 2020. — № 2 (11). — С. 85-98.

Применение эволюционного алгоритма для профилирования неравномерности распределения энерговыделения в активной зоне исследовательского ядерного реактора

Смольников Н.В., аспирант ИЯТШ, Аникин М.Н., ассистент ИЯТШ, Лебедев И.И., ассистент ИЯТШ

Научный руководитель: к.ф.-м.н. доцент ИЯТШ Наймушин А.Г.

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

эл. почта: nvs38@tpu.ru

Исследовательские ядерные реакторы (ИЯУ) имеют небольшие размеры активной зоны и обладают большой утечкой нейтронного излучения, что делает такие установки ключевыми инструментами в проведении фундаментальных и прикладных исследований. Однако, ввиду малых геометрических размеров и небольшого количества тепловыделяющих сборок (ТВС), такие активные зоны имеют сложную гетерогенную структуру и высокую плотность потока тепла с поверхности тепловыделяющих элементов, что, в совокупности с работой в режиме частичных перегрузок, приводит к формированию локальных участков с высокой степенью неравномерностью энерговыделения. Высокие неравномерности энерговыделения в объеме активной зоны реактора оказывают влияние на распределение нейтронного излучения в облучательных устройствах и могут привести к ограничению условий эксплуатации ТВС

Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т – реактор бассейнового типа тепловой мощностью 6 МВт. Штатная загрузка активной зоны реактора (рисунок 1) состоит из 12-ти восьмитрубных и 8-ми шеститрубных ТВС типа ИРТ-3М, обогащенных до 90% по изотопу U 235. В качестве отражателя нейтронов используется металлический бериллий, расположенный по периметру активной зоны реактора. Активная зона реактора ИРТ-Т обладает высокой неоднородностью распределения излучения, максимальное значение коэффициента неравномерности достигает $K_v^{\max} \approx 3,0$.

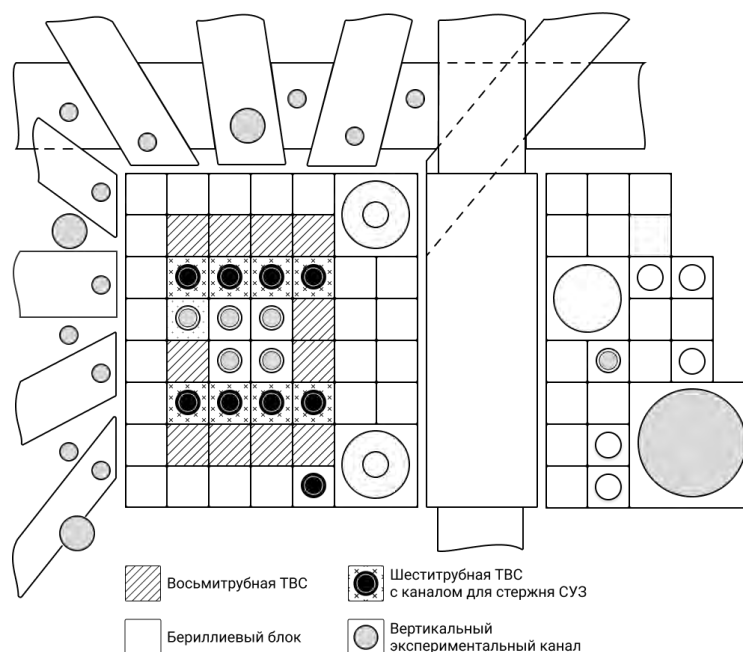


Рис. 1 – Картограмма загрузки активной зоны реактора ИРТ-Т

Для расчетного сопровождения эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т используется прецизионное программное средство MCU-PTR [1], предназначенное для моделирования процессов переноса нейтронов, фотонов методами Монте-Карло. В рамках расчетного сопровождения осуществляется оценка нейтронно-физических параметров активной зоны и пространственно-энергетические характеристики излучения в экспериментальных устройствах.

Реактор ИРТ-Т эксплуатируется в режиме частичных перегрузок, что является причиной многообразия распределений топлива (тепловыделяющие сборки с разной глубиной выгорания) в

активной зоне от одной кампании к другой. Это приводит к существенному перераспределению энерговыделения по тепловыделяющим сборкам и возникновению участков с высокой неоднородностью. Профилирование неравномерности энерговыделения в активной зоне реактора ИРТ Т сводится к итеративному процессу (рисунок 2), при котором ТВС переставляются в различные ячейки активной зоны с целью получения оптимальных параметров.

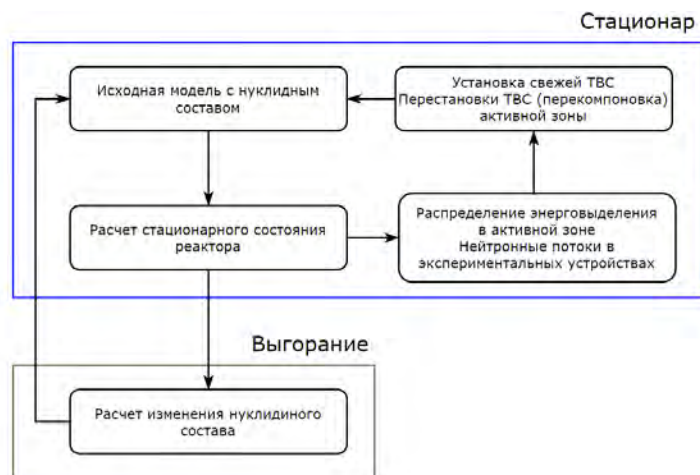


Рис.2 – Блок-схема определения параметров активной зоны в MCU-PTR

Использование итеративной схемы подразумевает проведение прецизионного моделирования для определения параметров активной зоны для каждой компоновки активной зоны с последующим сравнением и выбором наиболее подходящего решения, что требует больших вычислительных и временных ресурсов.

В настоящей работе рассматривается применение эволюционного алгоритма [2] для поиска наиболее оптимального компоновочного решения на основе картограммы глубины выгорания ядерного топлива, неравномерности распределения энерговыделения и запаса реактивности реактора. Предлагаемый алгоритм использует механизмы, аналогичные естественному отбору в природе, анализируя и отбирая наиболее оптимальные компоновочные решения [3].

В состав эвристического алгоритма поиска решения входит модель машинного обучения, предназначенная для прогнозирования нейтронно-физических параметров активной зоны в зависимости от картограммы загрузки топлива. В этом случае, каждая топливная компоновка оценивается независимо от других, что позволяет анализировать множество возможных компоновочных решений.

Литература

1. Shchurovskaya M. V. Validation of the MCU-PTR computational model of beryllium poisoning using selected experiments at the IRT-T research reactor. — Ann. Nucl. Energy, 2018, v. 113, p. 436–445.
2. Suman, S. (2021). Artificial intelligence in nuclear industry: Chimera or solution? Journal of Cleaner Production, 278, 124022. <https://doi.org/10.1016/j.jclepro.2020.124022>
3. Chiang, L. H., & Pell, R. J. (2004). Genetic algorithms combined with discriminant analysis for key variable identification. In Journal of Process Control (Vol. 14, Issue 2, pp. 143–155). Elsevier BV. [https://doi.org/10.1016/s0959-1524\(03\)00029-5](https://doi.org/10.1016/s0959-1524(03)00029-5)

Моделирование выщелачивания боросиликатного стекла в присутствии бентонита

Соболев Д.А. *техник ИБРАЭ РАН*

Научный руководитель: *к.т.н., с.н.с. ИБРАЭ РАН Болдырев К.А.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: 84952762000 доб. 448, эл. почта: sobolev@ibrae.ac.ru

В настоящее время за рубежом практикуется включение радиоактивных отходов от переработки ОЯТ в боросиликатную матрицу, так, начиная с 1978 года Франция остекловывает высокоактивные РАО в этот вид стекломатрицы, Великобритания, Германия и Япония многие годы используют боросиликатное стекло в качестве предпочтительной матрицы РАО. В России рассматривают такую матрицу в качестве иммобилизующего материала для высокоактивных РАО от переработки отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000. Боросиликатное стекло имеет ряд преимуществ по сравнению с алюмофосфатным стеклом (используется в настоящее время в России на заводе РТ-1) – химическая и радиационная стойкость, устойчивость к раскристаллизации. Целью работы является разработка модели выщелачивания боросиликатного стекла для обеспечения детализированных расчетов долговременной безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов, где будут размещены такие РАО.

В работе рассматриваются подходы к созданию модели выщелачивания боросиликатного стекла в присутствии бентонита с помощью расчетного кода PhreeqC [1]. За основу модели принята методология моделирования выщелачивания алюмофосфатного стекла из работы [2], в которой модель выщелачивания алюмофосфатной стекломатрицы основана на кинетической зависимости скорости выщелачивания от контактной площади, отдаленности системы от равновесия, а также модель включает ингибирование выщелачивания вторичными продуктами взаимодействия компонентов стекломатрицы в системе вода/бентонит/стекломатрица. В качестве контролирующей фазы растворения боросиликатного стекла был принят аморфный диоксид кремния – $\text{SiO}_{2(\text{am})}$. В работе используется следующее уравнение кинетики растворения стекломатрицы из работы [3]:

$$R_i = S \times a_i(H^+)^{-0,4} \times k_{\text{ингиб}} \times k \times e^{(-Ea/RT)} \times (1 - IAP/Ks), \quad (1)$$

где S – площадь контакта в м^2 ; $a_i(H^+)$ – активность протона; k – константа скорости реакции выщелачивания; Ea – энергия активации в Дж/моль; R – универсальная газовая постоянная в Дж/(моль·К); T – абсолютная температура; IAP/Ks – отношение текущих концентраций ионов, определяющих растворение контролирующей растворение стекломатрицы фазы, к концентрациям при насыщении, $k_{\text{ингиб}}$ – функция ингибирования выщелачивания вторичными продуктами осаждения материала стекла, которая задается следующим образом:

$$k_{\text{ингиб}} = 1 / \left[1 + k_1 \sum_i EQUli(\text{«вторичная фаза»}) \right]^{k_2}, \quad (2)$$

где $k_{1,2}$ – аппроксимирующие коэффициенты; $EQUli(\text{«вторичная фаза»})$ – количество i -ой образовавшейся вторичной фазы, моль/л.

Также проводился учет перехода в раствор фаз бентонита с учетом кинетики и реакций ионного обмена.

Для модельного состава боросиликатного стекла были использованы данные из работы [4], в которой проводилось экспериментальное исследование выщелачивания боросиликатных матриц в контакте с бентонитом. Сопоставление результатов моделирования с экспериментальными данными приведено на рисунке 1.

Также в расчетном коде PhreeqC были рассчитаны значения предельной растворимости индивидуальных фаз некоторых радионуклидов групп актинидов и лантанидов в выщелате боросиликатного стекла.

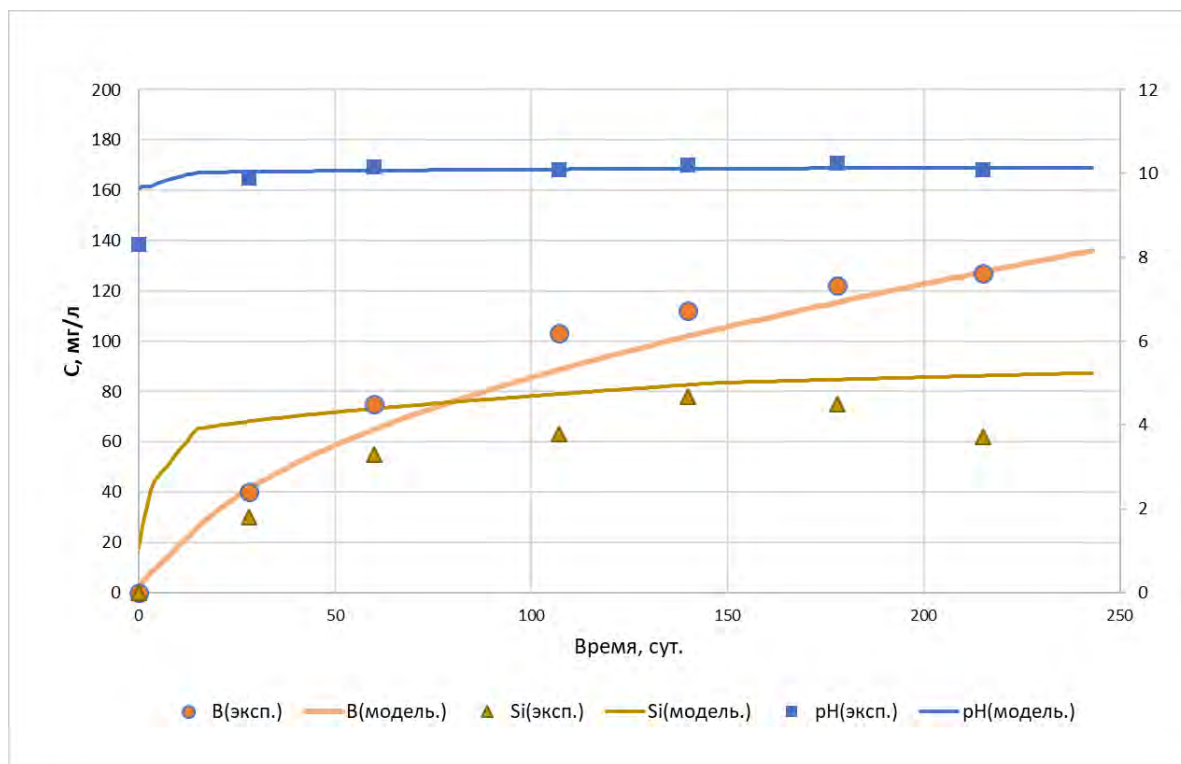


Рис.1 – Модельные и экспериментальные данные по концентрациям бора, кремния, а также pH (ось справа) в выщелате боросиликатного стекла.

Выводы

В результате работы разработана модель выщелачивания боросиликатного стекла в присутствии бентонита. Полученные в результате моделирования кривые выщелачивания хорошо сопоставляются с экспериментальными данными.

Данные, полученные в ходе исследования, будут использованы при прогнозировании и миграции радионуклидов в ближней зоне и оценке безопасности ПГЗРО.

Литература

1. Parkhurst D. L. et al. Description of input and examples for PHREEQC version 3—a computer program for speciation, batch-reaction, one-dimensional transport, and inverse geochemical calculations //US geological survey techniques and methods. – 2013. – Т. 6. – №. A43. – С. 497.
2. Болдырев К. А. и др. Численное моделирование выщелачивания алюмофосфатного стекла в статическом режиме в присутствии бентонита //Радиохимия. – 2019. – Т. 61. – №. 5. – С. 427-432.
3. Aagaard P., Helgeson H. C. Thermodynamic and kinetic constraints on reaction rates among minerals and aqueous solutions; I, Theoretical considerations //American journal of Science. – 1982. – Т. 282. – №. 3. – С. 237-285.
4. Мартынов К. В., Андрющенко Н. Д., Некрасов А. Н., Захарова Е. В. Синтез и выщелачивание боросодержащих стекол для РАО в условиях глубинного захоронения // Радиоактивные отходы. 2023. №3 (24). С. 44—64.

Разработка и верификация расчетной модели реактора ВВЭР-1000 в целях моделирования нейтронных полей, усредненных по всему сроку эксплуатации реакторной установки

*Сошников В.М., техник ИБРАЭ РАН, Бриткина В.С., инженер ИБРАЭ РАН,
Кулиш Е.С., техник ИБРАЭ РАН*

Научный руководитель: в.н.с. ИБРАЭ РАН, д-р техн. наук Ванеев Ю.Е.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-22-32, эл. почта: soshnikov@ibrae.ac.ru

В процессе эксплуатации атомной станции типа ВВЭР-1000 корпус, внутрикорпусные устройства (ВКУ) и расположенные рядом с корпусом конструкции подвергаются мощному воздействию нейтронного излучения, в связи с которым возникает ряд существенных с точки зрения безопасности эффектов, таких как нейтронное охрупчивание и накопление радионуклидов. Для оценки этих эффектов необходимо знать характеристики нейтронных полей, а именно спектры и потоки, которые изменяются в зависимости от параметров топливной кампании, а также в течение одной кампании по мере выгорания топлива. При решении подобных задач удобнее пользоваться не значениями спектров и потоков нейтронов в конкретный момент времени, а их усредненными по всему сроку эксплуатации значениями. Расчет таких усредненных характеристик нейтронных полей – комплексная проблема, в основе решения которой лежит разработка «усредненной», то есть описывающей режим работы реактора с усредненными характеристиками нейтронных полей модели реакторной установки (РУ) [1, 2]. Таким образом, цель данной работы состоит в разработке и верификации такой расчетной модели РУ ВВЭР-1000 энергоблока №1 Балаковской АЭС.

Для достижения цели работы были сформулированы и успешно выполнены три задачи. Первая задача состояла в разработке предварительной трехмерной расчетной модели реактора на основе проектной документации в целях верификации нейтронного источника. Параметры модели (выгорание топлива в тепловыделяющих сборках (ТВС), положения органов систем управления и защиты, концентрация борной кислоты и т.д.) соответствуют 26-ой топливной кампании реактора, для которой были получены данные для верификации. Предварительная модель включает в себя потвально заданную активную зону и все элементы конструкции РУ, оказывающие значительное влияние на распределение плотности потока нейтронов (выгородку, реакторную шахту, корпус, теплоизоляцию корпуса, сухую защиту). Также в предварительной модели заданы регистрационные области, необходимые для проведения верификации.

Вторая задача состояла в верификации предварительной модели на основании эксплуатационных и экспериментальных данных с целью обоснования пригодности смоделированного источника нейтронов для построения окончательной модели. Для верификации использованы данные по распределению энерговыделения в объеме активной зоны и экспериментальные значения скоростей реакций в детекторах за корпусом [3].

Третья задача состояла в дополнении модели типовыми элементами конструкции РУ (опорная ферма, блок защитных труб, зона патрубков и т.д.), и изменении параметров модели под «усредненную» кампанию. В качестве основной характеристикой такой кампании выступает плотность потока нейтронов на внутренней и внешней поверхностях корпуса, которая соответствует значению скорости набора флюенса на этой поверхности за срок эксплуатации (то есть усредненной плотности потока нейтронов), представленной в эксплуатационных данных (таблица 1).

Модель РУ (рисунок 1) разработана в формате программы TDMCC [4] при помощи программного комплекса КОРИДА [5, 6].

Таблица 1. Сравнение эксплуатационных данных с результатами расчета по итоговой модели

	Плотность потока нейтронов, $n/(cm^2 \cdot s)$		Отклонение, %
	Расчетная	Экспериментальная	
Внутренняя поверхность	$2,6 \cdot 10^{10}$	$(2,5 \pm 0,2) \cdot 10^{10}$	4%
Внешняя поверхность	$4,2 \cdot 10^9$	$(4,0 \pm 0,4) \cdot 10^9$	5%

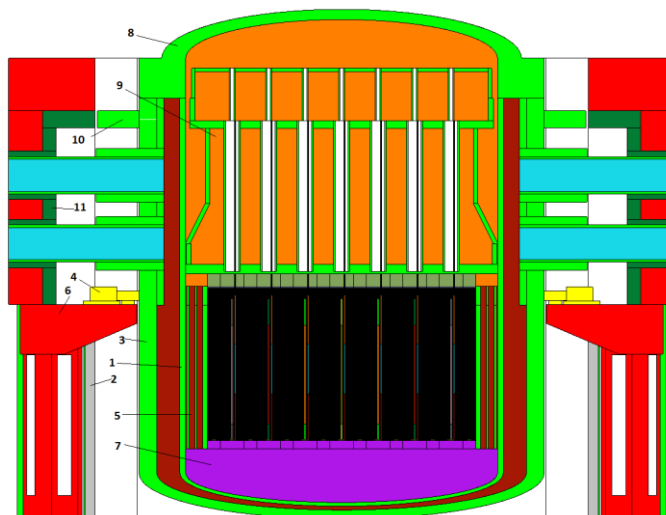


Рис.1. Модель РУ ВВЭР-1000. Номерами отмечены реакторные конструкции. 1 – шахта внутрикорпусная; 2 – теплоизоляция цилиндрической части корпуса; 3 – корпус; 4 – кольцо опорное; 5 – выгородка; 6 – ферма опорная; 7 – стаканы под ТВС; 8 – крышка реактора; 9 – БЗТ; 10 – кольцо упорное; 11 – теплоизоляция патрубков.

Полученная в результате данной работы модель была использована для моделирования пространственных распределений удельной активности значимых радионуклидов, которые накопятся в корпусе, ВКУ и бетонной шахте за планируемый срок эксплуатации реактора, а также для прогноза радиационных характеристик РАО, которые будут образованы при выводе из эксплуатации.

Литература

1. Руссков А.А. Аппроксимации, сохраняющие локальный баланс массы и нейтронов деления в расчётах радиационной защиты // На правах рукописи. - 2010. - С. 24.
2. Егоров А.Л., Зарицкий С.М., Казенов К.Б., Кочкин В.Н., Моряков А.В., Решетников А.А. Расчет по программе LUCKY-A потока быстрых нейтронов на корпусе реактора ввэр-1000 // Ядерно-реакторные константы. - 2018. - №1. - С. 104-113.
3. S. Zaritskiy, A. Egorov, B. Ošmera, M. Mařík, V.Rypar, M. Košťál, F. Cvachovec VVER core physics, reactor dosimetry, and shielding experimental and calculation researches in the LR-0 reactor // 20th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety (2010, Hanasaari, Espoo, Finland).
4. Семенова Т. В., Житник А. К., Артемьева Е. В., Волков Н. А., Ломтева К. С., Шукаева О. Н. Верификация программы TDMCC для решения задач радиационной защиты от заданных источников нейтронного и фотонного излучения // Супервычисления и математическое моделирование. - 2018. - №17. - С. 490-498.
5. Программный комплекс КОРИДА для прогнозирования характеристик источников ионизирующих излучений и создаваемых ими радиационных полей / П. А. Блохин, А. И. Блохин, Ю. Е. Ванеев, П. А. Кизуб, И. В. Сипачёв / Препринт № IBRAE-2018-06. — М. : ИБРАЭ РАН, 2018. — 16 с. — Библиогр.: 27 назв. — 56 экз.
6. А.А. Аракелян, А.И. Блохин, П.А. Блохин и др. Развитие программного комплекса КОРИДА и опыт его применения при решении задач с ОЯТ и РАО // Радиоактивные отходы. – 2022. - № 3 (20). – С. 107-113.

Разработка расчетной модели оценки значений доз облучения населения при ингаляционном поступлении с учетом гранулометрического состава

Сушков В.В., вед. инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н. зав. отд. ИБРАЭ РАН Киселев А.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: sushkov@ibrae.ac.ru

В рамках развития кода РОМ, разработанного в ИБРАЭ РАН, реализующего модель атмосферного переноса радиоактивного выброса, осаждения на подстилающую поверхность радиоактивных веществ и оценки доз облучения населения для задач обоснования безопасности, выполнялось расширение набора моделируемых процессов, важных при оценке доз облучения.

В данной работе представлены результаты разработки расчетной модели оценки значений доз облучения населения при ингаляционном поступлении с учетом гранулометрического состава. Реальные аэрозоли в составе выброса обладают широким спектром частиц, различающихся характерными размерами в зависимости от механизма формирования аэрозолей [1], а также применением различных систем пылеулавливания и фильтрации [2]. Обычно при оценке значений доз облучения этим фактом пренебрегают, используя константные значения дозовых коэффициентов (коэффициенты, связывающие активность радионуклидов во вдыхаемом воздухе и дозу облучения, рассчитанные с учетом биокинетических моделей распространения радионуклидов в организме человека). В настоящее время на практике для неизвестного состава выброса применяются рекомендованные аэрозоли с параметрами АМАД = 1 мкм (СГО 2.5) для населения и АМАД = 5 мкм (СГО 2.5) для персонала [3]. Данный подход применяется и в коде РОМ предыдущей версии.

Современный уровень знаний позволяет оценивать исходный состав выброса и учитывать влияния систем фильтрации. В результате становится возможным рассмотрение выбросов, отличающихся по составу от рекомендованного МКРЗ [3]. Например, на рисунке 1 представлены распределения аэрозольных частиц по характерным размерам: рекомендованный в 66 публикации МКРЗ [3] состав аэрозолей без учета НЕРА фильтра, с учетом НЕРА фильтра и экспериментальные данные по пылеобразованию [1]. Для учета данного эффекта в коде РОМ была реализована улучшенная модель, позволяющая оценить дозы облучения при ингаляционном поступлении аэрозолей произвольного состава с учетом осаждения всего спектра частиц в органах респираторного тракта и дальнейшего распространения по органам и тканям человека.

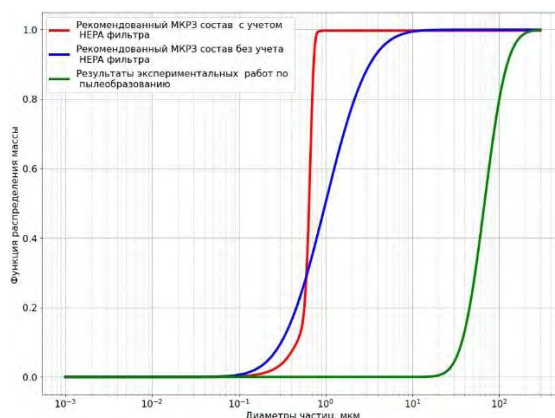


Рис.1. Распределение частиц по размерам в составе аэрозолей: рекомендованного МКРЗ состава без учета НЕРА фильтра, с учетом НЕРА фильтра, экспериментальные данные по пылеобразованию.

Реализованная модель включает в себя описание следующих процессов: осаждение частиц в респираторном тракте и свертку с коэффициентами, описывающими всасывание в кровь и перенос кровотоком осажденных частиц, депонирование в отдельных органах и тканях, выведение из организма. В рамках интеграции в код, при моделировании процесса ингаляционного поступления, вычисляются

интегральные значения долей осаждения по всему спектру размеров частиц, в каждой области респираторного тракта, согласно расчетной формуле:

$$p_i = \sum_{n=1}^n d\rho_{i,n} * \sigma_n \quad (1)$$

где $d\rho_{i,n}$ – значение доли осаждения в i -ой области респираторного тракта для n -го размера частиц в спектре, σ_n – масса частиц n -ой размерной группы.

Значение дозы облучения для рассматриваемого органа или ткани определяется суммарным вкладом долей осаждения в каждой области респираторного тракта, с учетом соответствующих коэффициентов перехода от респираторного тракта к дозам на отдельные органы и ткани, по формуле:

$$D_{t,f} = \sum p_{r,f} * d_{r,f,t}, \quad (2)$$

где $p_{r,f}$ – доля осаждения частиц для области респираторного тракта r , f -ой возрастной группы, $d_{r,f,t}$ – дозовый коэффициент для ткани t , области респираторного тракта r , f -ой возрастной группы.

Для обеспечения модели необходимыми константными значениями была расширена база данных кода РОМ, а также проведен анализ на соответствие результатов моделирования доз в предельном переходе при рассмотрении рекомендованного МКРЗ состава аэрозолей.

Также было рассмотрено применение реализованной модели для вышеописанных распределений. В задаче моделировались два типа выбросов: без учета НЕРА фильтров и с учетом НЕРА фильтров. В результате проведенных расчетов были получены значения эффективных доз облучения населения для возрастной группы «новорожденный». Для нуклида Sr-90 эффективная доза при единичном поступлении 1 Бк равна: для рекомендованного МКРЗ состава без учета НЕРА фильтра – $1,5E-07$ Зв/Бк, для рекомендованного МКРЗ состава с учетом НЕРА фильтра и гранулометрического состава – $7,3E-08$ Зв/Бк, для нефльтрованного выброса на основе экспериментальных данных по пылеобразованию, с учетом гранулометрического состава – $2,6E-08$ Зв/Бк.

На рисунке 2 представлено сравнение интегральных значений эффективных доз для возрастной группы «новорожденный»: моделирование выброса без использования НЕРА фильтров (а) и моделирование выброса с использованием НЕРА фильтров (б). Во всех рассмотренных случаях можно отметить снижение интегральных значений доз облучения от 2 до 10 раз по сравнению с традиционным подходом. Применение новой модели позволяет повысить реалистичность моделирования в коде РОМ.

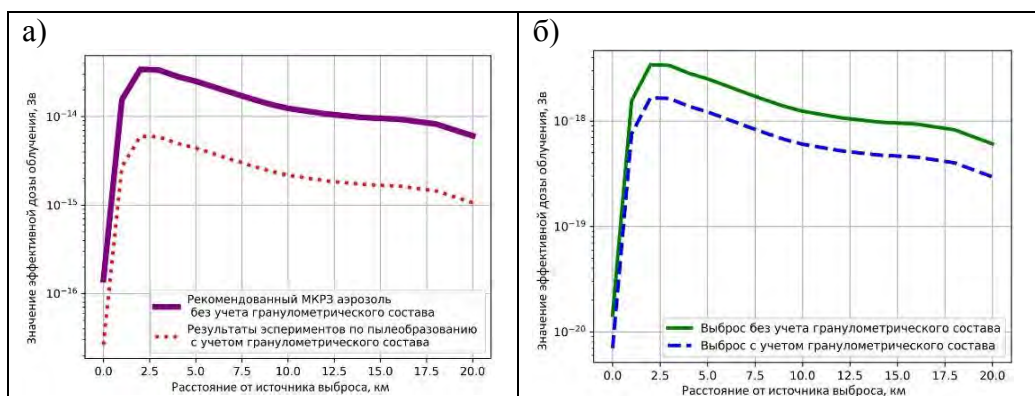


Рис.2. Сравнение интегральных значений эффективных доз облучения, для возрастной группы «новорожденный»: нефльтрованный выброс (а) и выброс с учетом НЕРА фильтров (б)

Литература

1. W.Kruell, et. all. Analysis of dust properties to solve the complex problem of non-fire sensitivity testing of optical smoke detectors// Procedia Engineering 62, p. 859 – 867, 2013.
2. Hee Kwon Ku, et. all. Performance assessment of HEPA filter to reduce internal dose against radioactive aerosol in nuclear decommissioning // Nuclear Engineering and Technology 55. p. 1830 – 1837, 2023.
3. ICRP, 1994. Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. ICRP Publication 66. Ann. ICRP 24 (1-3).

Оценка скорости выхода микро- и макрокомпонентов из органических сред при нарушении нормальной эксплуатации на объектах ядерного топливного цикла

Тарганов И.Е.¹, Рагулин И.Ю.¹, Никулин А.С.²

Научный руководитель: к.х.н. нач. уч. ФБУ «НТЦ ЯРБ» Родин А.В.¹

¹ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»

²АО «Прорыв»

тел.: (499) 264-07-96 доб. 749, эл. почта: targanov@secnrs.ru

Незаменимой частью переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) различных типов энергетических реакторов, как в Российской Федерации, так и за рубежом является ПУРЕКС-процесс, основанный на экстракции с использованием экстрагента – трибутилфосфат (ТБФ) в углеводородном разбавителе. При оценке безопасности эксплуатации радиохимических предприятий стоит учитывать нарушения нормальной эксплуатации, в том числе проектные и запроектные аварии, включающие выход ядерных материалов, радиоактивных веществ (РВ) и (или) ионизирующего излучения за границы барьера безопасности [1]. Существенная часть потенциальных нарушений нормальной эксплуатации связана с разрушением первого барьера безопасности – стенок сосудов (оборудования), трубопроводов и контейнеров. Ввиду отсутствия открытых литературных данных по выходу РВ в газовую фазу из органических сред при разрушении оборудования экстракционного передела радиохимических предприятий, которые могут быть использованы для анализа возможных радиационных последствий таких происшествий на работников (персонал), население и окружающую среду, целесообразно экспериментально определить скорости выхода радиоактивных веществ из органических растворов.

Стоит отметить, что наибольшую радиационную опасность вносят, обладающие высокой миграционной способностью РВ, среди которых выделяют две группы: легколетучие радионуклиды (РН) и инертные газы. Также необходимо учитывать возможный выход долгоживущих изотопов актинидов и продуктов деления, нормируемых в сбросах и выбросах радиохимических предприятий [2].

Состав реальных сред, используемых при экстракционном переделе растворов переработки ОЯТ, имитировали с помощью стабильных элементов, имеющие схожие с РН реальных растворов физико-химические свойства. При определении интенсивности (скорости) выхода каждого из элементов использовали расчетный алгоритм, приведенный в работе [3].

Анализ продуктов, связанных с экстракционным извлечением U, Pu, Np раствором 30 % ТБФ в изопарафиновом разбавителе показал, что наибольшее значение скорости перехода в газовую фазу ($2,66 \cdot 10^{-5}$ л/м²·ч) в выбранных условиях наблюдается для U, также достаточно интенсивно в газовую фазу переходят (в порядке убывания) Pt, Ru, Sm, Yb, Mo, La, Cs, Rb, Ce и Pb со значениями скоростей выхода более $1 \cdot 10^{-5}$ л/м²·ч.

При сравнении долей выхода РН в газовую фазу из имитаторов органических фаз (экстракты, органические фазы после реэкстракции) и имитаторов исходных водных растворов, используемых для экстракции отмечено, что скорости выхода элементов и их нуклидов в среднем на два порядка ниже, чем при проведении экспериментов в аналогичных условиях на имитаторах исходных водных растворов.

Литература

1. НП-016-05. Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла (ОПБ ОЯТЦ).
2. РБ-106-21. Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух.
3. Тарганов И.Е., Скворцов М.В., Кощеева А.М., Родин А.В. Разработка расчетного алгоритма для оценки безопасности объектов ядерного топливного цикла в случаях нарушения нормальной эксплуатации // Сборник тезисов XXII научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН (Москва, 23-24 мая 2023 г.). – Москва, 2023. – С. 69.

Сельское хозяйство 4.0 как потенциальный драйвер развития возобновляемых источников энергии в России

Татарина А.С., студент МГТУ им. Н.Э. Баумана

Ждамиров Д.Д., студент МГТУ им. Н.Э. Баумана

Научный руководитель: доцент, к.т.н. Локтионов Е.Ю.

Московский государственный технический университет имени Н.Э. Баумана

тел.: (966) 316-46-23, эл. почта: dn.zhdamirov@mail.ru

тел. (921) 611-08-51, эл. почта: tatarinovaann106803@yandex.ru

Стремительное развитие солнечной энергетики в мире все чаще ставит вопрос отвода земель под создание солнечных электростанций. Решением этой проблемы является совместное использование поверхностей как для генерации энергии, так и для иной хозяйственной деятельности. Для этого фотоэлектрические модули интегрируются в строительные конструкции; располагаются на бросовых землях, например, в охранный зоне объектов инфраструктуры; устанавливаются достаточно высоко для возможности иного пользования земель, например, сельскохозяйственного. Последнее направление, именуемое агрофотовольтаикой, или агровольтаикой (АВ), в последнее время быстро завоевывает популярность, так как доказано, что его реализация позволяет значительно увеличить доход с единицы площади рассматриваемого участка при совместном использовании для выращивания аква- и сельскохозяйственных культур и для производства энергии для продажи в сеть, а также непосредственного применения на месте. Таким образом, АВ обладает значительным потенциалом повышения экономической эффективности использования земель, особенно в удаленных районах и арктической зоне.

На примере озимых колосковых культур можно конкретизировать энергозатраты на основную и предпосевную подготовку почвы. Так, для кукурузы на силос, кукурузы на зерно, подсолнечника и сахарной свеклы расход топлива по традиционной технологии будет лежать в диапазоне от 26,1 до 44,4 [кг/га], а по энергосберегающей технологии – от 15,6 до 23,0 [кг/га]. В соответствии с этим, совокупные затраты составят 534,4-761,1 [кВт*ч/га] и 519,2-739,7 [кВт*ч /га] для каждой из технологий.

Аналогично используем данные по энергетическим затратам на выращивание аквакультур, объединяющим в себе такие ресурсы как посадочный материал, комбикорм, известь и рабочая сила. Для разведения карпа требуется энергия порядка 31,1 [кВт*ч/га] на килограмм продукции. Для карасекарпа эти числа вырастают до 35,0-41,1 [кВт*ч /га] на килограмм продукции.

Благодаря проведению расчета по оценке выработки совокупности солнечных батарей SilaSolar 340 Вт, ориентированных горизонтально и составляющих 10 тыс. м² (1 га) покрываемой площади, можно провести сопоставление вырабатываемой и затрачиваемой на выращивание аква- и сельскохозяйственных культур энергии. Данные по некоторым областям представлены ниже на Рис.1.

Выработка солнечной энергии по месяцам в разных регионах

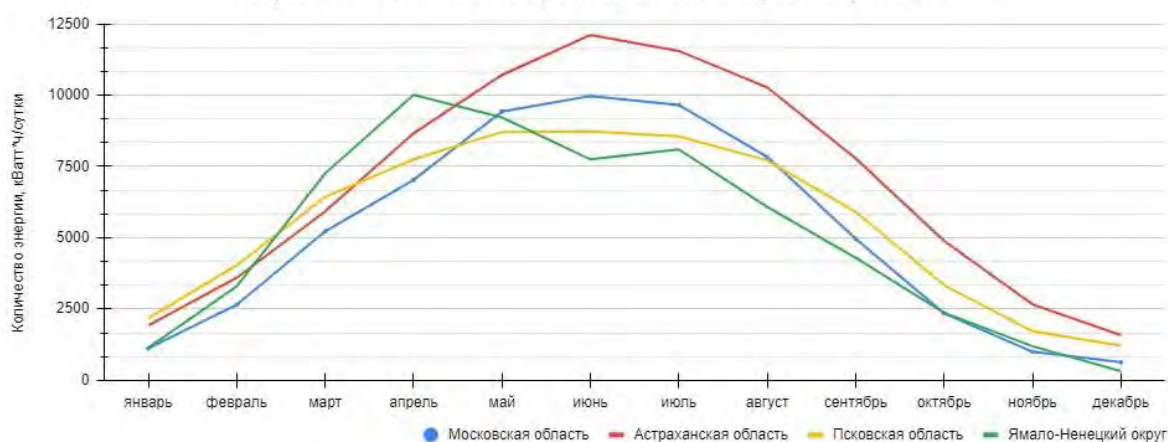


Рис.1 – Выработка солнечной электростанции по месяцам в Московской, Астраханской, Псковской областях, Ямало-Ненецком АО

Возьмем в качестве конкретного примера озимую пшеницу, площадь посева которой оценивается на декабрь 2023 г. в 15,65 млн га по Российской Федерации. Таким образом, годовые энергетические затраты приблизительно составят 9994,09 млн кВт*ч. В свою очередь массив солнечных панелей показывает среднюю выработку по областям порядка 37 129 625 млн кВт*ч в год. Эти данные позволяют судить о том, что энергия, вырабатываемая солнечными электростанциями, установленными на сельскохозяйственных угодьях, может не только полностью закрывать энергетические потребности по выращиванию культур, но также и продаваться в сеть. Благодаря этим усредненным значениям можно судить о том, что агровольтаике в России необходимо признание.

В ходе работы проведен анализ экономической эффективности установки солнечных панелей различных конструкций на нескольких водоемах: на уже имеющихся и на искусственно созданном идеальном варианте.

Литература

1. А.Ю. Киселев, Т.И. Артамонова, Ф. Г. Федорченко, М. К. Трубникова, Р. П. Мамонтова Пути повышения эффективности товарного рыбоводства. – Вопросы рыболовства. – 2012. – Т. 13. – №. 3(51). – С. 577-588.
2. Технолайн. [Электронный ресурс] URL: <https://e-solarpower.ru/kalkulyator-vyrabotki-sb/> (дата обращения: 17.04.2024)
3. Горпинчен К. Ю. Оценка эффективности применения перспективных технологий выращивания зерна озимой пшеницы. – Научный журнал КубГАУ. – 2007. – №. 34(10). – С. 1-8.

Социальные аспекты введения ценовых зон теплоснабжения

Терентьева А.С., м.н.с. ИИП РАН

Научный руководитель: к.э.н. зав. лаб. ИИП РАН Семикашев В.В.

Институт народнохозяйственного прогнозирования РАН

эл. почта: as.terentyeva@yandex.ru

Отрасль теплоснабжения выполняет важную роль обеспечения функционирования экономики и жизнедеятельности населения страны. После принятия закона об альтернативной котельной в 2017 г.¹ появилась возможность вводить ценовые зоны (ЦЗ) теплоснабжения, в рамках которых цена на тепло устанавливается свободно в пределах цены альтернативного источника тепла (альткотельной) – расчетной цены поставки тепла от виртуальной (потенциально построенной новой котельной взамен старого источника тепла) районной котельной. Долгосрочный тариф на тепло устанавливается в результате соглашения между инвестором и муниципалитетом.

Этот механизм позволяет привлекать инвестиции в теплоснабжение и окупить их в понятный для инвестора срок. При этом инвестор – Единая теплоснабжающая организация (ЕТО), которая формируется на базе крупной компании в сфере теплоснабжения в регионе, становится ответственным за всю цепочку теплоснабжения в муниципалитете и обязан обеспечить выполнение всех запланированных инвестиционных мероприятий.

Одним из возможных последствий введения механизма альтикотельной является опережающий рост тарифов на тепло, а вместе с тем социально-экономические риски. Оценка таких рисков в отдельных регионах с высокими тарифами, например, на Дальнем Востоке, показывает серьезный рост нагрузки на домохозяйства с низкими доходами [1]. Другие исследователи отмечают положительные эффекты от установки долгосрочного тарифообразования на отопление [2,3].

В таблице 1 приводится оценка тарифов на тепло во введенных ценовых зонах теплоснабжения, а также доли платежей за тепло в доходах домохозяйств. Большинство рассматриваемых ЦЗ были введены в 2020-2022 гг., поэтому далее оцениваются тарифы до и после введения механизма альтикотельной в 2020-2023 гг. В рассматриваемых ЦЗ генерация осуществляется преимущественно на электростанциях, при этом в планах инвестора далеко не везде планируется их модернизация.

В большей части городов, перешедших в ценовые зоны, тарифы на тепло ниже среднероссийского уровня. В Благовещенске, Иваново, Рубцовске, Владимире тарифы на тепло сдерживались и за три года выросли на 5-11%, что значительно ниже среднероссийского роста тарифов на тепло (на 24%). Скорее всего, в городах происходила подготовка к введению ценовых зон. Подобный механизм описан в [4].

В Перми, Чебоксарах, Ульяновске, Самаре тарифы на тепло выросли на 17-19%, в Тольятти, Саранске, Оренбурге – на 20-22%. Выше среднероссийского уровня тарифы на тепло выросли в Барнауле (25%), Красноярске (27%), Пензе (28%) и Новосибирске (28%). То есть значительный рост тарифов в ценовых зонах теплоснабжения происходит в городах преимущественно с угольной генерацией с относительно низкими базовыми тарифами. Кроме того, в этих городах наименьшие удельные вложения инвестиций в рамках проектов альтикотельных. Для сравнения в городах, где цена на тепло устанавливается преимущественно согласно методу экономически обоснованных затрат (цена на тепло рассчитывается как отношение суммы затрат на производство и реализацию тепловой энергии на полезный отпуск тепла), тарифы выросли также на 17-24% - в Москве, Казани, Хабаровске.

Платежи домохозяйств за отопление в ценовых зонах теплоснабжения растут аналогично тарифам на 7-32% в 2020-2023 гг. В Благовещенске, Красноярске, Самаре платежи за отопление находятся на уровне 33-37 тыс. руб. в год, что значительно выше среднероссийского уровня (20 тыс. руб.) и близко к уровню Москвы (37 тыс. руб.) и Хабаровска (33 тыс. руб.).

Доля платежей за отопление в доходах домохозяйств во всех рассматриваемых ценовых зонах сокращается – на 0,1-0,9 п. п. Однако лишь в Чебоксарах, Новосибирске и Пензе этот показатель находится на уровне среднероссийского – 1,2-1,3%. В остальных ценовых зонах доля платежей за

¹ Федеральный закон от 29 июля 2017 г. № 279-ФЗ “О внесении изменений в Федеральный закон «О теплоснабжении» и отдельные законодательные акты Российской Федерации по вопросам совершенствования системы отношений в сфере теплоснабжения». <http://base.garant.ru/71733096/> Просмотрено: 14.04.2024

отопление в доходах домохозяйств выше и в некоторых из них достигает 2% (Ульяновск, Рубцовск, Оренбург, Иваново). Для сравнения в Москве и Казани этот показатель составляет 0,8-1,1%.

Сокращение доли платежей за отопление в доходах домохозяйств означает, что доходы населения растут быстрее, чем тарифы на тепло. Рост доходов населения во многом связан с ростом доходов участников СВО. При этом большинство рассматриваемых ценовых зон были введены в городах с относительно высокой нагрузкой платежей за тепло на население.

Таблица 1. Изменение параметров функционирования ценовых зон теплоснабжения в 2020-2023 гг.

	Год введения ЦЗ	Вид топлива	Достижение цены АК	Тарифы на тепло в год, руб./Гкал		Платежи домохозяйств за отопление в год, тыс. руб.		Доля расходов на отопление в доходах домохозяйств, %	
				2023	2023/2020	2023	2023/2020	2023	2023/2020
Новосибирск	2022	уголь	10 лет	2 211	28%	35	28%	1,2%	-0,3 п. п.
Пенза	2021	газ	12 лет	2 071	28%	26	30%	1,3%	-0,4 п. п.
Красноярск	2021	уголь	10 лет	2 068	27%	18	32%	1,7%	-0,4 п. п.
Барнаул	2020	уголь	10 лет	1 873	25%	25	25%	1,7%	-0,5 п. п.
Оренбург	2020	газ	16 лет	2 202	22%	26	22%	1,9%	-0,3 п. п.
Саранск	2021	газ	более 20 лет	2 488	22%	26	22%	1,6%	-0,7 п. п.
Тольятти	2022	газ	более 20 лет	2 347	20%	24	25%	1,7%	-0,1 п. п.
Чебоксары	2022	газ	16 лет	2 351	18%	25	21%	1,3%	-0,1 п. п.
Самара	2020	газ	20 лет	2 506	18%	14	18%	1,8%	-0,6 п. п.
Пермь	2022	газ	18 лет	2 272	17%	34	23%	1,4%	-0,2 п. п.
Ульяновск	2020	газ	более 20 лет	2 119	17%	24	23%	2,0%	-0,3 п. п.
Владимир	2021	газ	15 лет	2 288	11%	23	15%	1,6%	-0,3 п. п.
Иваново	2022	газ	13 лет	2 293	9%	33	10%	1,9%	-0,9 п. п.
Рубцовск	2019	уголь	10 лет	1 861	6%	19	8%	2,1%	-0,6 п. п.
Благовещенск	2021	уголь	более 20 лет	2 198	5%	22	7%	1,6%	-0,9 п. п.
Российская Федерация				2 403	24%	20	24%	1,2%	-0,1 п. п.
Москва				2 913	19%	37	19%	0,8%	-0,1 п. п.
Казань				2 128	17%	21	17%	1,1%	-0,4 п. п.
Хабаровск				2 288	24%	33	24%	1,6%	-0,5 п. п.

Источники: расчеты автора по данным ЕМИСС, Росстат

На данном этапе рост тарифов на тепло нивелируется ростом доходов населения. Это не означает отсутствие роста нагрузки на население в ценовых зонах теплоснабжения, так как в расчете использовались средний доход, а в разных социальных группах доход мог расти по-разному. Поэтому для некоторых социальных групп в большинстве ЦЗ рост тарифов на тепло ощутим при отсутствии значительного улучшения качества услуг за короткий период. Экономические и технические последствия реформы в теплоснабжении на данном этапе вторичны относительно временного роста доходов населения.

Наибольший рост тарифов преимущественно в угольных городах может быть интерпретирован как злоупотребление инвестора своими возможностями по поднятию тарифов в пределах расчетной цены альткотельной. В этих городах есть возможность повышения тарифов на тепло в условиях низких тарифов, при этом удельные вложения инвестиций наименьшие.

В рамках развития законодательства относительно механизма альткотельной необходимо разрабатывать механизмы контроля за ЕТО для предотвращения и предупреждения злоупотребления своими возможностями.

Литература

1. Дёмина. О.В. Регулирование теплоэнергетики в России: реакция локальных рынков // Пространственная экономика. 2017, №3
2. Бухаров С. В. «Альтернативная котельная» как механизм решения существующих проблем теплоснабжения. ЭКО. 2019;49(3):57-65. DOI: 10.30680/ЕСО0131-7652-2019-3-57-65
3. Гимади В. И. Реформа которая согревает: что ожидают от преобразований в теплоснабжении//Современная конкуренция. 2014. № 4 (46). С. 49–64.
4. Терентьева А.С. (2024). Оценка состояния и перспектив развития систем теплоснабжения в городах Чебоксары и Новочебоксарск в Чувашской Республике // Проблемы развития территории. Т. 28. № 2. С. 24–39. DOI: 10.15838/ptd.2024.2.130.3

Подходы к моделированию сорбции цезия и стронция

Тонян И.Р.¹, Семенова А.С.¹, Романчук А.Ю.¹, Свительман В.С.², Калмыков С.Н.¹

¹МГУ им. М.В. Ломоносова, химический факультет

²Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: iton612@yandex.ru

Для обеспечения безопасности высокоактивных радиоактивных отходов на сотни тысяч лет необходимо создание защитных инженерных барьерных систем. В качестве одного из барьерных материалов предполагается использовать бентонитовые глины, обладающие низкой водопроницаемостью и высокой сорбционной способностью по отношению к ряду радионуклидов. Для долгосрочного обоснования безопасности пункта захоронения ВАО необходимо математическое описание процессов сорбции с учетом особенностей среды. Изотопы Cs^+ и Sr^{2+} являются продуктами деления уранового топлива, поведение которых необходимо исследовать в связи с их высокой мобильностью в условиях окружающей среды и биотоксичностью.

В работе было изучено взаимодействие Cs^+ и Sr^{2+} с глинистыми минералами, а также факторы, влияющие на сорбцию: концентрация радионуклидов, минеральный состав образцов и состав раствора после контакта. Эксперименты проводились на образцах глин России, а также известных зарубежных месторождений (MX-80, FEBEX, Kunipia-F). Полученные результаты легли в основу термодинамического моделирования, проведенного при помощи компьютерных кодов PHREEQC [1] и MOUSE [2].

В литературе существуют различные подходы к описанию сорбции. Большинство моделей учитывают минеральный состав образцов, однако подходы по-разному учитывают типы сорбционных центров на их поверхностях [3], учет взаимодействия Cs^+ с центрами на иллите по механизму ионного обмена [4], а также комплексообразования Cs^+ с краевыми центрами иллитовых включений [5]. Однако большинство моделей были апробированы на небольшом наборе образцов глин, поэтому необходимо рассмотреть существующие литературные подходы и применить их к большой коллекции образцов для выбора наиболее оптимального метода или создания собственной модели сорбции.

Выбранный в работе подход [4] с учетом концентраций катионов, вымываемых из глины, хорошо описывают сорбцию Cs^+ на образцах глин месторождений Таганское, 10 Хутор и Кантатское. Полученные при моделировании концентрации сорбционных центров были использованы для описания сорбции Sr^{2+} , который, аналогично цезию, взаимодействует по механизму ионного обмена. В случае стронция необходимо учитывать конкурирующие реакции с Ca^{2+} и Mg^{2+} .

С использованием большого набора экспериментальных данных, можно определить модель, наиболее адекватно описывающую протекающие процессы. Выбранная и оптимизированная модель описания сорбции Cs^+ и Sr^{2+} , может быть, в дальнейшем внедрена в геомиграционные модели.

Литература

1. David L. Parkhurst, Appelo C.A.J. Description of Input and Examples for PHREEQC // U.S. Geological Survey Techniques and Methods, book 6, chap. A43. 2013. 497 p.
2. Савельева Е.А. Анализ чувствительности и калибровка в геохимических и гидрогеологических задачах. Москва: ИБРАЭ РАН, 2021. 56 p.
3. Siroux B. et al. Adsorption of strontium and caesium onto an Na-MX80 bentonite: Experiments and building of a coherent thermodynamic modelling // Appl. Geochemistry. Elsevier, 2017. Vol. 87, № July. P. 167–175.
4. Missana T. et al. Modeling cesium retention onto Na-, K- and Ca-smectite: Effects of ionic strength, exchange and competing cations on the determination of selectivity coefficients // Geochim. Cosmochim. Acta. 2014. Vol. 128. P. 266–277.
5. Cherif M.A. et al. A robust and parsimonious model for caesium sorption on clay minerals and natural clay materials // Appl. Geochemistry. Elsevier, 2017. Vol. 87, № October. P. 22–37.

Верификация и валидация кода нуклидной кинетики TRACT-F для оценки радиационных характеристик конструкционных материалов установок УТС

Халиков Р.С., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н. зав. отделом ИБРАЭ РАН Блохин П.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-22-32, эл. почта: khalikov@ibrae.ac.ru

В настоящее время одной из актуальных задач в области ядерной энергетики является разработка установок управляемого термоядерного синтеза (УТС). При проектировании данных установок необходимо оценить радиационные характеристики (наведенную радиоактивность, энерговыделение и т.д.) конструкционных и функциональных материалов (т.е. материалов вакуумной камеры, корпуса криостата, диверторов, обмоток тороидального и полоидального полей и других), поскольку они определяют уровень радиационного воздействия на окружающую среду и персонал в период эксплуатации и объёмы радиоактивных отходов (РАО) при выводе из эксплуатации (ВЭ).

Для многовариантных оценок радиационных характеристик конструкционных материалов (КМ) установок УТС необходимы расчетные коды. В России в рамках федерального проекта «Разработка технологий управляемого термоядерного синтеза и инновационных плазменных технологий» в ИБРАЭ РАН разрабатывается код нуклидной кинетики TRACT-F (TRansmutation and ACTivation - Fusion). В рамках проекта международного экспериментального термоядерного реактора ИТЭР в качестве базового расчетного кода принята система моделирования активации и трансмутации ядер FISPACT-II [1].

В коде TRACT-F реализуется аналогичная математическая модель, которая позволяет рассчитать изменение нуклидного состава материалов установки в результате их облучения нейтронами высоких энергий (до 14 МэВ) и/или радиоактивного распада. Для данных расчетов применяются библиотеки нейтронных сечений и распадных данных EAF-2010 (European Activation File) [2-3], используемого в EASY (European Activation System) [4]. По известному нуклидному составу материала рассчитываются его активность и интегральное и дифференциальное энерговыделение.

Целью доклада является представление результатов 2-го этапа верификации и валидации функционала кода нуклидной кинетики TRACT-F по оценке активации КМ, планируемых к применению в установках УТС. Результаты 1-го этапа валидации функционала по оценке остаточного энерговыделения были представлены на конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров» [5].

Верификация и валидация любого программного средства являются неотъемлемыми этапами его разработки и эксплуатации. Они позволяют убедиться, что программа рассчитывает корректно и с приемлемыми погрешностями.

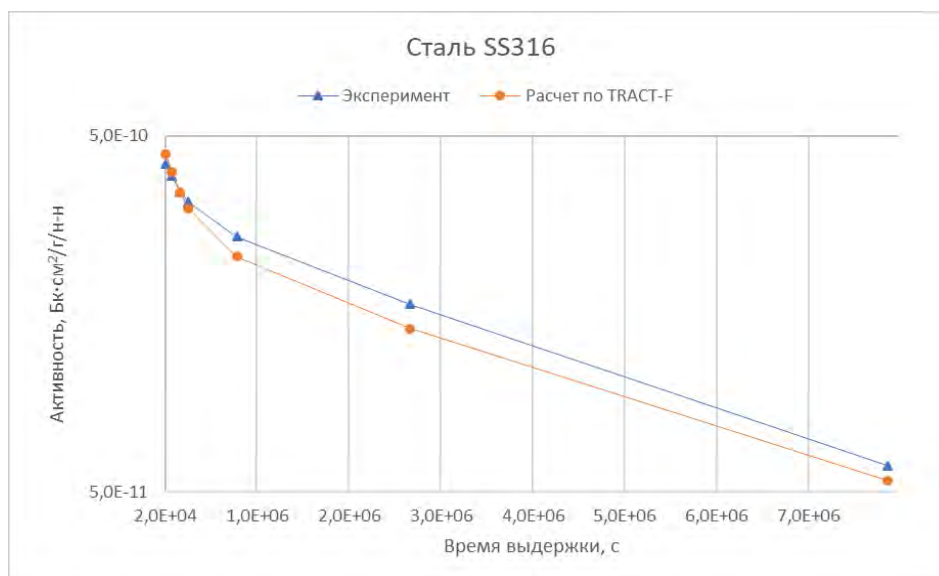
Доклад разделен на три основных раздела:

1. Обоснование матрицы верификации и валидации кода TRACT-F;
2. Результаты аналитических тестов;
3. Результаты экспериментальных тестов.

Аналитические тесты для апробации расчетных алгоритмов с целью проверки их соответствия математической модели были подобраны так, чтобы охватить широкий спектр возможных вариантов распадных цепочек с ветвлениями для радионуклидов с различными периодами полураспада, в том числе и изомерных. Аналитический тест по расчету изменения заданной активности в режиме выдержки проводился на 12 радионуклидах: ^3H , ^6He , ^{10}Be , ^{11}C , $^{26\text{m}}\text{Al}$, $^{89\text{m}}\text{Y}$, $^{58\text{m}}\text{Co}$, ^{39}S , $^{53\text{m}}\text{Fe}$, ^{230}Th , ^{64}Cu , ^{95}Zr ; аналитический тест по расчету наведенной активности в режимах облучения проводился на 3 изотопах: ^{16}O , ^{34}S , ^{50}Cr .

Активационные эксперименты проводились на установках с источниками термоядерных 14-МэВных нейтронов NG-14 в Дрездене [6] и СНЕГ-13 в Сергиевом Посаде [7-11]. На них в течение различного времени облучались образцы из различных материалов: сплавов CuCrZr, V3Ti1Si, V4Ti4Cr и V5Ti2Cr, сталей Eurofer, MANET, SS316 и F82H и керамик SiC и Li₄SiO₄.

Ниже в качестве примера приведен график с экспериментальными и расчетными данными по наведенной активности, приведенной к единичному флюенсу и 1 г массы, в образце из стали SS316, облученном на установке СНЕГ-13 нейтронами с энергией 14,93 МэВ. Из графика видно, что результаты расчета по TRACT-F находятся в приемлемом согласии с экспериментальными данными (отклонение не превышает 15%, что для задач оценки долгосрочной радиационной безопасности является допустимым).



На следующем этапе работ планируется подготовка обосновывающих документов и подача TRACT-F на аттестацию в Ростехнадзор.

Литература

1. Sublet, J. C. The FISPACT-II User Manual, 2015. 10.13140/RG.2.1.4777.1281.
2. J.-Ch. Sublet et al. The European Activation File: EAF-2010 neutron-induced cross section library EURATOM/CCFE Fusion Association, Culham Science Centre, Abingdon, Oxfordshire, OX14 3DB, United Kingdom. April. 2010.
3. L.W. Packer and J-Ch. Sublet. The European Activation File: EAF-2010 decay data library EURATOM/CCFE Fusion Association, Culham Science Centre, Abingdon, Oxfordshire, OX14 3DB, UK. March 2010.
4. EASY-II European Activation System, <http://www.ccf.ac.uk/EASY.aspx>
5. Халиков Р. С., Блохин П. А. Результаты верификации кода нуклидной кинетики TRACT-F / XVI Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров»: Тезисы докладов. (г. Обнинск, 26-27 октября 2023 г.) – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2023. Сборник тезисов конференции в Обнинске TRACT-F.
6. R. Eichin et al. Measurement and analysis of radioactivity induced in CuCrZr by D–T neutrons / Journal of Nuclear Materials 329–333 (2004) 1638–1642.
7. K. Seidel et al. Experimental investigation of radioactivity induced in the fusion power plant structural material in Eurofer and in other steels by D–T neutrons / Journal of Nuclear Materials 307–311 (2002) 1037–1041.
8. D. Richter et al. Measurement and analysis of radioactivity induced in steels and a vanadium alloy by 14-MeV neutrons / Journal of Nuclear Materials 283-287 (2000) 1434-1437.
9. D.V. Markovskij et al. Experimental investigation of radioactivities induced in fusion reactor structural materials by 14-MeV neutrons / Fusion Engineering and Design 51–52 (2000) 695–700.
10. K. Seidel et al. Experimental investigation of radioactivity induced in the fusion power plant structural material SiC and in the breeder material Li4SiO4 by 14-MeV neutrons / Fusion Engineering and Design 58–59 (2001) 585–590.
11. V.D. Kovalchuk et al The SNEG-13 neutron source: characteristics of the neutron and γ -ray fields / JETP 77 (2), August 1993 169–175.

Описание поведения кислорода в вихревом потоке расплава свинца: многомасштабный атомистический подход

Хнкоян Г.В., Николаев В.С.

Научный руководитель: д.ф.-м.н. зав. отделом ОИВТ РАН Стегайлов В.В.

Объединённый институт высоких температур РАН
Московский физико-технический институт (НИУ)

тел.: (495) 485-85-45, эл. почта: khnkoian.gv@phystech.edu

На текущий момент перспективным для атомной энергетики является введение в эксплуатацию реакторов на быстрых нейтронах для замыкания топливного цикла. Ввиду принципа действия в таких реакторах в качестве охладителя первого контура используются тяжелые металлические теплоносители, в частности, свинец. Использование свинцового расплава влечет за собой технологическую сложность – металлическую коррозию конструкционных сталей. Для предотвращения негативных эффектов коррозии и растворения стали вследствие непосредственного контакта со свинцовым теплоносителем в расплав вводится кислород для роста защитной оксидной пленки на поверхностях. Контроль состояния кислорода в расплаве также важен для предотвращения шлакообразования – роста твердофазных частиц PbO в объеме теплоносителя.

Нуклеобразование в свинцовом расплаве описывается из термодинамических и кинетических соображений [1–2]. Полученные при этом теоретические модели могут быть внедрены в расчетную гидродинамическую модель (CFD) для моделирования контура [3–4]. При этом упомянутые подходы не позволяют судить о процессах, происходящих на атомистическом уровне, например, о физико-химическом состоянии атома кислорода в расплаве и механизме его транспорта. Подобные вопросы могут быть изучены первопринципными атомистическими методами (см., например, [5–6]), которые, однако, позволяют исследовать только системы размером порядка нанометра. Классическая молекулярная динамика (МД) с использованием потенциалов взаимодействия с одной стороны является атомистическим подходом, а с другой позволяет проводить масштабные расчеты для изучения нуклеобразования и турбулентного течения. Актуальной задачей является создание межатомных потенциалов для расплава свинца с примесями и исследование вышеописанных процессов.

Для описания системы расплава свинца с примесью кислорода нами предложены межатомные потенциалы форм EAM и MTP. Обе модели оптимизированы по данным, которые получены нами из первопринципных расчетов. При валидации показано, что предложенные потенциалы точно описывают физические свойства свинца: температуру плавления, коэффициент самодиффузии, динамическую вязкость. Также показано согласие между предложенными моделями и первопринципными расчетами в описании окружения атома кислорода, которое определяет транспорт примеси в расплаве. Для потенциала EAM показана возможность оптимизации для описания температурной зависимости концентрации насыщения кислорода в расплаве (см. рисунок 1 а).

При помощи созданных потенциалов рассчитана температурная зависимость коэффициента диффузии кислорода в расплаве свинца (см. рисунок 1 б). Полученные результаты находятся в диапазоне имеющихся экспериментальных значений. Результаты представлены в работе [7].

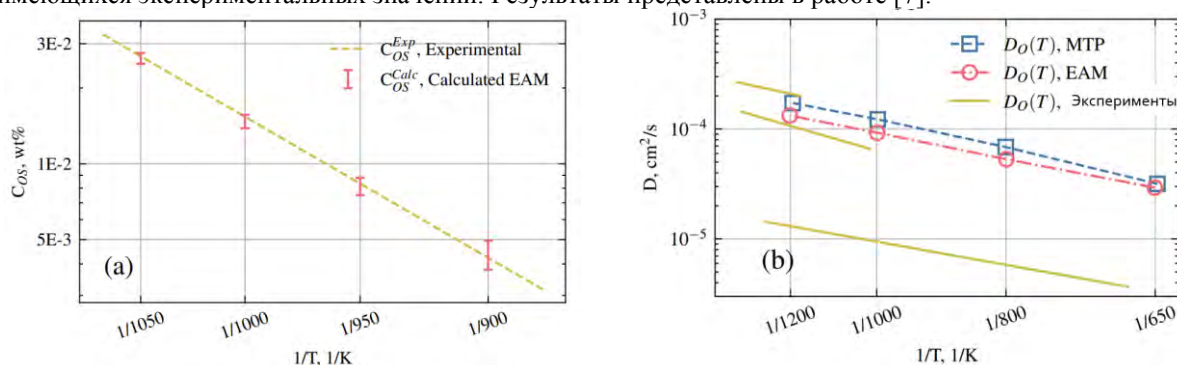


Рис.1. Рассчитанная при помощи потенциала EAM температурная зависимость концентрация насыщения O в Pb (а). Температурная зависимость коэффициента диффузии O в Pb (потенциалы EAM, MTP). Результаты представлены в [7]; экспериментальные данные из [8]

Вычислительная эффективность созданного потенциала ЕАМ, а также возможность параллелизации и использования GPU для расчетов делают возможным моделирование возмущенного течения расплава свинца при числах $Re \approx 1000$ (для этого нами рассматривается система, содержащая порядка сотни миллионов атомов). С использованием метода МД, а также специальных граничных условий, ламинаризирующих поток [9], нами получен вихревой режим течения расплава свинца $Re \approx 280$ при обтекании цилиндрического препятствия. Для полученного режима течения проанализированы энергетические спектры, показан переход от турбулентной части спектра к термодинамической.

Для оговоренного режима течения расплава изучено распределение атомов кислорода в вихревом течении расплава свинца (показано на рисунке 2). Транспорт примеси малой концентрации может быть описан при помощи теории пассивного скаляра [10] и характеризуется, в частности, спектром концентрации примеси. Нами проведен анализ спектра концентрации атомов кислорода в свинцовом расплаве и показано его отличие от энергетического спектра для расплава свинца.

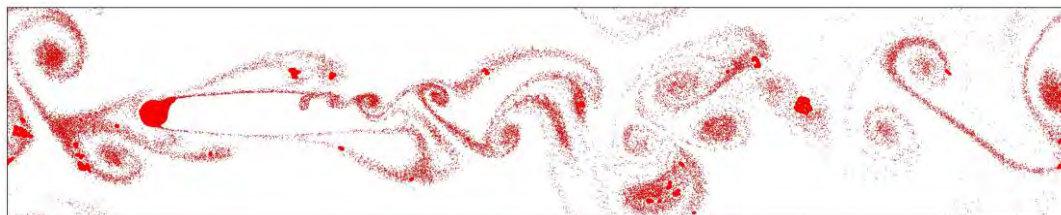


Рис. 2. Распределение атомов O в вихревом течении расплава Pb. Атомы Pb не показаны.

Литература

1. Gladinez, K., Rosseel, K., Lim, J., Marino, A., Heynderickx, G., Aerts, A. Nucleation and growth of lead oxide particles in liquid lead-bismuth eutectic //Physical Chemistry Chemical Physics. – 2017. – Т. 19. – №. 40. – С. 27593-27602.
2. Li N. Active control of oxygen in molten lead–bismuth eutectic systems to prevent steel corrosion and coolant contamination //Journal of Nuclear materials. – 2002. – Т. 300. – №. 1. – С. 73-81.
3. Gladinez, K., Rosseel, K., Lim, J., Marino, A., Heynderickx, G., Aerts, A. Formation and transport of lead oxide in a non-isothermal lead-bismuth eutectic loop //Nuclear Engineering and Design. – 2019. – Т. 349. – С. 78-85.
4. Sergeenko, K., Svirid, K., Nikolaev, V., Afremov, D., Tutukin, A., Sapozhnikov, I. A study of thermophysical and physicochemical characteristic of the KALLA experiment facility //Nuclear Engineering and Design. – 2023. – Т. 414. – С. 112475.
5. Li, D., Song, C., He, H. Y., Liu, C. S., Pan, B. C., Wu, Y. C. The behavior of oxygen in liquid lead–bismuth eutectic //Journal of nuclear materials. – 2013. – Т. 437. – №. 1-3. – С. 62-65.
6. Gil J., Oda T. Structural and chemical analysis of second-row impurities in liquid lead–bismuth eutectic by first-principles molecular dynamics //Physical Chemistry Chemical Physics. – 2018. – Т. 20. – №. 48. – С. 30480-30491.
7. Khnkoian G. V., Nikolaev V. S., Stegailov V. V. Towards atomistic modelling of solid Pb-O formation and dissolution in liquid lead coolant: Interatomic potential development //Journal of Nuclear Materials. – 2024. – Т. 594. – С. 155016.
8. Fazio C. et al. Handbook on lead-bismuth eutectic alloy and lead properties, materials compatibility, thermal-hydraulics and technologies-2015 edition. – Organisation for Economic Co-Operation and Development, 2015. – №. NEA--7268.
9. Pavlov, D., Galigerov, V., Kolotinskii, D., Nikolskiy, V., Stegailov, V. GPU-based molecular dynamics of fluid flows: Reaching for turbulence //The International Journal of High Performance Computing Applications. – 2024. – Т. 38. – №. 1. – С. 34-49.
10. Sreenivasan K. R. Turbulent mixing: A perspective //Proceedings of the National Academy of Sciences. – 2019. – Т. 116. – №. 37. – С. 18175-18183.

Анализ вклада изотопов кюрия в радиоактивность ОЯТ

Ширкова Д.Е., Терехова А.М.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ

эл. почта: Shirkovade21@oiate.ru

Настоящая работа посвящена анализу вклада изотопов кюрия в радиоактивность ОЯТ. Изотоп кюрия был выбран по критерию наибольшего содержания в ОЯТ. На данном этапе проводится литературный обзор с целью подтверждения актуальности выбранной темы. Одной из наиболее актуальных и не решенных проблем в области атомной энергетики сегодня является вопрос, связанный с использованием отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). В настоящее время проблема утилизации ОЯТ становится ключевой в дальнейшем развитии ядерной энергетики, особенно с учетом его потенциальной экологической опасности [1].

В состав ОЯТ входят минорные актиниды, такие как кюрий, америций и нептуний. Несмотря на то, что накопление минорных актинидов происходит в небольших количествах, они являются основным источником радиоактивности в ОЯТ.

Кюрий, являющийся последним элементом в ряду минорных актинидов, играет важную роль в ядерной энергетике. Большинство изотопов кюрия образуются в процессе работы ядерных реакторов и являются альфа-излучающими радионуклидами. Например, изотоп Cm-244 обладает высокой вероятностью испускания спонтанных нейтронов, что является основным источником активности в отработавшем ядерном топливе [2]. Стоит отметить, что изотопы кюрия, такие как Cm-242, Cm-244 и Cm-245, накапливаются в значительных количествах в ядерных реакторах и вносят существенный вклад в радиоактивное загрязнение, особенно Cm-242[3].

Основным путем получения кюрия в ЯЭУ является облучение Am-241, Am-243 и Pu-242. Из изотопа Am-241 путем захвата нейтрона и одного распада возможно получение Cm-242. Смесь изотопов Cm(244-248) обычно появляется благодаря Am-243 и Pu-242.

Исследования в области нейтронно-физических свойств изотопов кюрия могут пролить свет на их потенциальное применение в качестве топлива для ядерных реакторов и других технологий. Понимание этих свойств позволит ученым более эффективно использовать кюрий в различных областях науки и техники, включая космическую индустрию и ядерную энергетику [4].

Литература

1. Жизнин Станислав Захарович, Тимохов Владимир Михайлович Геополитические и экономические аспекты развития ядерной энергетики // Вестник МГИМО. 2015. №4 (43). URL: <https://cyberleninka.ru/article/n/geopoliticheskie-i-ekonomicheskie-aspekty-razvitiya-yadernoy-energetiki> (дата обращения: 16.04.2024).
2. Симуляция процессов при временном хранении кюриевой фракции высокоактивных отходов / С. В. Стефановский, С. А. Дмитриев, А. А. Жеребцов [и др.] // Физика и химия обработки материалов. – 2015. – № 2. – С. 84-90. – EDN TQUWTX.
3. Лукьян, Е. И. Оценка количеств изотопов кюрия и америция в ОЯТ реактора БН-600 / Е. И. Лукьян, А. М. Терехова, Г. Л. Хорасанов // Будущее атомной энергетики - AtomFuture 2017 : XIII Международная научно-практическая конференция, Обнинск, 27–30 ноября 2017 года. Том 1. – Обнинск: Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», 2018. – С. 56-57. – EDN XOEXDV.
4. Отработавшее ядерное топливо тепловых реакторов [электронный ресурс]. – URL: <http://nuclphys.sinp.msu.ru/ne/ne3.htm>.

Оценка эффективности геотехнических сооружений для обеспечения долговременной безопасности в районе расположения хвостохранилища

Ширнин М.Ю., Титкова Л.Д., Аракелян А.А., Смирнов К.Д.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-22-68, эл. почта: shirnin@ibrae.ac.ru

Существующие на сегодняшний момент подходы к обеспечению долговременной безопасности объектов ядерного наследия (ОЯН) в ряде случаев предполагают создание дополнительных барьеров безопасности – геотехнических сооружений. Однако эффективность барьеров существенно зависит от гидрогеологических условий их размещения, характеристик среды и со временем снижается вследствие деградации [1, 2]. В настоящей работе рассмотрены вопросы эффективности этих сооружений на примере типового ОЯН - хвостохранилища, состоящего из двух секций, с применением методов численного моделирования миграции в геологической среде и последующего радиационного воздействия на население в долговременной перспективе.

Первая секция рассмотренного хвостохранилища засыпана и находится в стадии консервации. Вторая секция служит для приёма, отстаивания и накопления пульпы. Она выполняет роль отстойника фильтрующего типа (рис. 1). Секции хвостохранилища перегорожены дамбой, созданной из разнородных суглинистых, супесчаных и техногенных грунтов. Часть жидкой фазы из второй секции испаряется, часть – фильтруется через дамбу и борта.

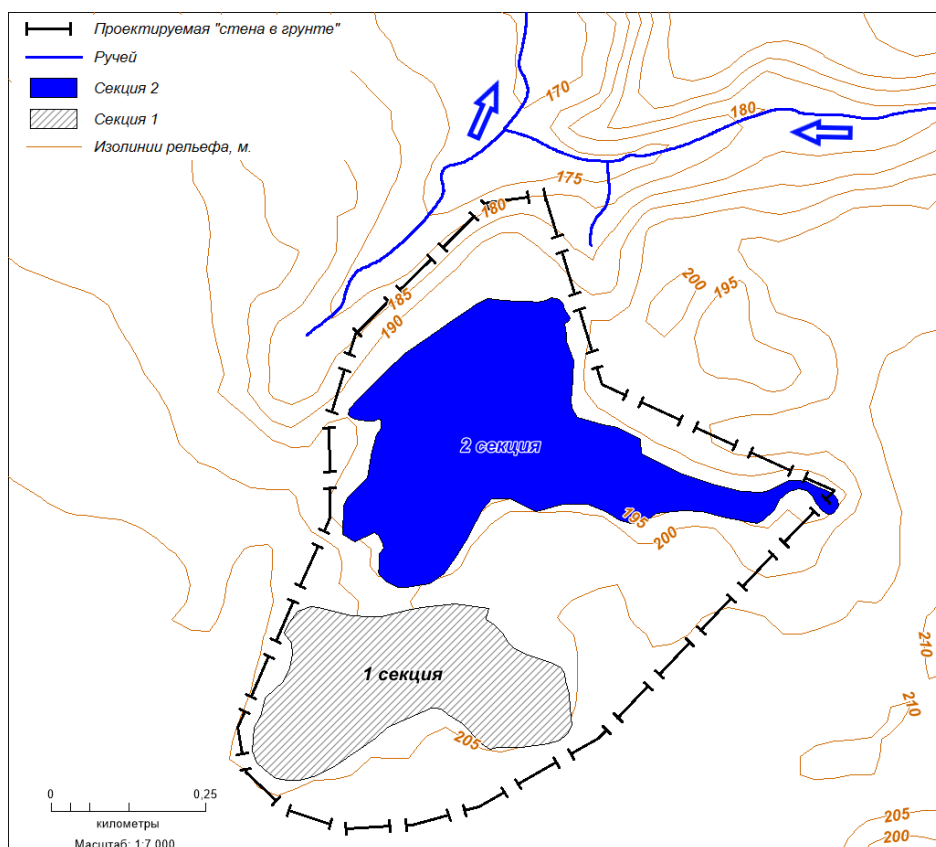


Рис. 1. Общий вид рассматриваемого типового хвостохранилища

Для расчетов миграции радионуклидов в геологической среде до зоны разгрузки была создана трехмерная геофильтрационная-геомиграционная модель. Количественно оценивалось поступление радионуклидов, мигрирующих из хвостохранилища в ближайший водоем (ручей). Задача трехмерного моделирования решалась с использованием кода GeRa [3].

В качестве исходных данных были использованы оценки содержания радионуклидов в воде типового хвостохранилища. Расчеты проводились для двух вариантов эволюции площадки. «Нулевой» вариант предполагает сохранение текущего состояния территории без каких-либо изменений, «альтернативный» предполагает создание инженерных барьеров безопасности по типу «стена в грунте» и противифльтрационный экран.

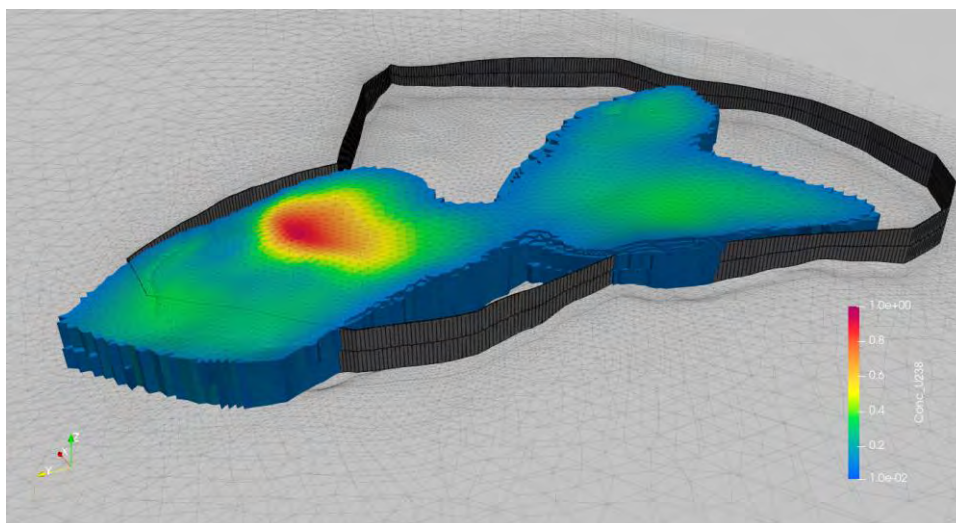


Рис. 2. Миграция радионуклида через «стену в грунте» (масштаб по вертикали увеличен в 3 раза)

В рамках оценки радиационного воздействия разработан сценарий водопользования водоемом, в который поступают радионуклиды, мигрирующие из хвостохранилища. Расчет доз потенциального облучения для критической группы населения с учётом накопления радионуклидов в сельскохозяйственной продукции и рыбе произведен с помощью программного средства ЭКОРАД, разработанного в ИБРАЭ РАН в составе расчётного комплекса КОРИДА [4]. Расчётные алгоритмы ЭКОРАД базируются на подходах МАГАТЭ, широко применяемых мировым сообществом в вопросах оценки радиационной безопасности [5, 6].

Сравнение значений доз облучения для двух вариантов эволюции площадки позволяет оценить эффективность применяемых инженерных решений с точки зрения радиационной безопасности и подготовить рекомендации в области исследования основных процессов, определяющих критические пути радиационного воздействия, и дополнительных мероприятий по обеспечению долговременной безопасности.

Литература

1. Сушкин В.В., Капырин И.В., Григорьев Ф.В. Оценка эффективности барьера «стена в грунте» при создании приповерхностных пунктов консервации и захоронения РАО // Радиоактивные отходы. 2021. № 1 (14). С. 96—105. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-1-96-105
2. Анисимов Н. А., Куваев А. А., Сизоненко Е. В. Численное моделирование миграции радионуклидов в конструкциях и ближней зоне приповерхностного пункта захоронения радиоактивных отходов. // Радиоактивные отходы. 2023. № 4 (25). С. 89—100. DOI: 10.25283/2587-9707-2023-4-89-100.
3. Капырин И.В. Расчетные коды для гидрогеологического моделирования в задачах оценки безопасности ОИАЭ. // Радиоактивные отходы, 2022, №2 (19), с.105-115.
4. Аракелян А. А., Блохин А. И., Блохин П. А. и др. Развитие программного комплекса КОРИДА и опыт его применения при решении задач обращения с ОЯТ и РАО // Радиоактивные отходы. 2022. № 3 (20). С. 107—116. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-3-107-116
5. Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ). Радиационная защита и безопасность источников излучения: международные основные нормы безопасности (промежуточное издание) // Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GSR Part 3. – 2014.
6. International Atomic Energy Agency (IAEA). Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Terrestrial and Freshwater Environments/ Technical Reports. – Series № 472. – Vienna: IAEA, 2010.

Численное моделирование тепломассообмена в регулярной ячейке ТВС с ТЖМТ методом LES

Ширяев Д.В., студент 2 курса магистратуры НИУ МЭИ

Национальный исследовательский университет «Московский энергетический институт»

эл. почта: shiryaev.dan.v@gmail.com

Расчет турбулентных течений с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем сегодня является довольно актуальной задачей. В первую очередь это связано с тем, что в России в г. Северск в рамках проекта «Прорыв» ведется активное строительство опытно-демонстрационного комплекса БРЕСТ-300, реактор БР-1200 является же первым проектом коммерческого реактора 4-го поколения большой мощности на быстрых нейтронах со свинцовым жидкометаллическим теплоносителем [1]. Также стоит отметить, что при CFD-моделировании теплогидравлических процессов в ядерных энергетических установках в основном используются осредненные по Рейнольдсу уравнения Навье-Стокса (метод RANS). Это объясняется тем, что использование вихреразрешающих методик (метод LES, метод DNS) сопровождается кратно большим количеством вычислительных ресурсов и временных затрат, необходимых для проведения расчета [2].

В данной работе представлены результаты сравнения численного анализа течения свинцового теплоносителя в области расположения дистанционирующей решетки сотового типа регулярной ячейки тепловыделяющей сборки с применением вихреразрешающего метода LES (WALE) и метода RANS (k- ϵ realizable) в CFD-коде Star-CCM+. Расчетная область состоит из 162 миллионов ячеек, число Рейнольдса составляет порядка 149 тысяч, на внутренней поверхности оболочки твэла задается тепловой поток 1,5 МВт/м². Задача решается в периодической постановке. В местах контакта теплоносителя и твердых элементов задается термическое сопротивление слоя оксидной пленки.

Результаты решения задачи в RANS и LES приближениях сравниваются с эмпирическими формулами по интегральным параметрам, для каждого из подходов определены локальные характеристики течения. С применением LES метода вычислены составляющие турбулентности, отвечающие за ее генерацию и диссипацию, построены энергетические спектры турбулентных пульсаций скорости, демонстрирующие наклон инерционного интервала спектра близкий к колмогоровскому закону $-5/3$, что свидетельствует о разрешении крупных вихрей и реализации каскадного переноса энергии турбулентности.

Литература

1. Габараев Б.А., Свиридов В.Г., Смирнов Ю.Б., Черепнин Ю.С. Атомная энергетика XXI века: учеб. пособие. М.: Издательство МЭИ, 2021.
2. Menter F.R. Best Practice: Scale-Resolving Simulations in ANSYS CFD // ANSYS Germany GmbH, 2012, 70 p.

Разработка интегрированного расчетного трехмерного кода на базе нейтронно-физического, теплогидравлического и термомеханического кодов

Шурыгин Р.Е., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н., н.с. ИБРАЭ РАН Колташев Д.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: 7(495) 955-23-96, эл. почта: shurygin@ibrae.ac.ru

Проведение связанных мультифизических расчетов позволяет учесть при моделировании физических процессов, протекающих в реакторных установках, влияние обратных связей. Использование в таких расчетах трехмерных кодов позволяет также учесть возникновение различных неоднородностей, вызванных, например, конструктивными особенностями установки.

Целью данной работы являлась интеграция трехмерного термомеханического кода TERMA, CFD кода CONV-3D и нейтронно-физического расчетного кода MCU-FR. Указанная цель требовала выполнения следующих задач: разработка обменных модулей, разработка модулей пре- и постпроцессинга, выполнение демонстрационного расчета.

Интеграция расчетных кодов была выполнена с помощью системной оболочки MCT-GUI, которая управляет ходом расчета. Расчет задачи разделён на два шага: на первом шаге код MCU-FR рассчитывает распределение энерговыделения в расчетной модели с учетом начального приближения распределения температуры из кода ЕВКЛИД/V1, которое затем передаётся в код CONV-3D для расчета поля температур. Полученные в коде CONV-3D результаты возвращаются в нейтронно-физический код для выполнения второго шага по расчету энерговыделения уже с учетом полученных температурных распределений. После завершения второго шага поля температур из теплогидравлического кода передаются в код TERMA, который производит расчет перемещения и деформации напряжения.

Расчетные сетки кодов существенно разливаются, как по форме, так и по характерным размерам ячеек. В данной связи были разработаны утилиты для переинтерполяции результатов расчетов между указанными сетками. Также для кодов MCU-FR и CONV-3D были разработаны утилиты для графической визуализации результатов расчетов в формате vtk.

В качестве тестовой задачи была выбрана задача по расчету облучательной сборки с выемным контейнером в быстром реакторе с натриевым теплоносителем. Облучательная сборка – это чехловая сборка, содержащая 96 штатных твэлов с урановым топливом и 3 экспериментальных твэла со ШУП топливом.

После проведения 2 расчетных шагов получено отклонение от начального приближения по температуре ШУП топлива до 14%, а по температуре уранового топлива до 45% (за счет нижней и верхней зон воспроизводства, где первоначально была задана температура ~ 800 К). Отклонение в энерговыделении на 1 и 2 шагах не превышает 10%. Оно обусловлено Допплер-эффектом, который наблюдается из-за изменения температур топлива.

Расчеты по коду TERMA показали, что воздействие температурного поля выемного контейнера приводит к искривлению ампул с топливом. В стенках ампул и в выемном контейнере возникают напряжения, однако их значения не достигают предела текучести применяемых сталей, поэтому можно заключить, что работоспособность выемного контейнера будет обеспечена.

По результатам данной работы выполнена интеграция трехмерного термомеханического расчетного кода, CFD кода и нейтронно-физического расчетного кода. Разработана первая версия интегрированного расчетного 3D кода, для проведения связанных расчетов. Проведён связанный расчёт на тестовом примере моделирования поведения облучательной сборки в активной зоне быстрого реактора с натриевым теплоносителем, который показал корректные результаты. Выпущен РИД – программа для ЭВМ «Системная оболочка для связанной работы трехмерного термомеханического расчетного кода, CFD кода и нейтронно-физического расчетного кода с графическим интерфейсом пользователя MCT-GUI. Версия 1.0».

Работы выполнены в рамках государственного контракта № Н.40.241.19.21.1068 от 14.04.2021 года.

Особенности наработки тяжелых изотопов для РИТЭГ

Ярмак А.М., студент 4 курса ИАТЭ НИЯУ МИФИ

Научный руководитель: к.ф.-м.н., доц. отделения ЯФиТ(О) ИАТЭ НИЯУ МИФИ Юферов А.Г.

Обнинский институт атомной энергетики – филиал
Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ»

тел.: (985) 151-63-49, эл. почта: yarmakam@oiate.ru

В настоящее время мощности наработки некоторых тяжелых изотопов в России и мире недостаточны и не покрывают растущие годовые потребности. При этом реализованные технологии получения не имеют перспектив по наращиванию объемов производства [1].

Потенциально масштабная наработка изотопов возможна в промышленных энергетических реакторах. Реакторы БН, благодаря высокому значению плотности потока нейтронов могут обеспечить эффективную наработку [2], а наличие боковых зон воспроизводства позволяет нивелировать изменение нейтронно-физических характеристик в связи с наработкой. Активное развитие технологии БН в сочетании с подходящими для наработки характеристиками создают хорошие перспективы для реализации крупномасштабной наработки тяжелых изотопов.

В свою очередь, реакторы типа БН большой мощности являются наиболее подходящим технологическим решением для осуществления двухкомпонентной системы ядерной энергетики с совместным с реакторами ВВЭР замкнутым топливным циклом [3].

Эффективность и безопасность процесса наработки зависит как от выбора стартового материала для наработки целевого изотопа, так и от конфигурации облучательного устройства, обеспечивающего необходимые условия.

Проводится оценка возможности наработки тяжелых изотопов с учетом различных вариантов их получения в модели реактора типа БН [4].

Литература

1. Kulikov G.G. et al. Neutronic Foundations for Large-Scale Production of ^{238}Pu for Independent Energy Sources // *Izv. Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy, Yad. Energ. Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University "MEPhI,"* 2023. № 2. P. 162–168.
2. Мальцев В.В. et al. Опыт наработки ^{60}Co в БН-600 // *Атомная энергия.* 1999. Vol. 86, № 3. P. 216–219.
3. Поплавский В. М. и др. Активная зона и топливный цикл для перспективного быстрого натриевого реактора // *Атомная энергия.* – 2010. – Т. 108. – №. 4. – С. 206-211.
4. Рачков В. И. и др. Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200 // *Атомная энергия.* – 2010. – Т. 108. – №. 4. – С. 201-205.

ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИЙСКОЙ АКАДЕМИИ НАУК

СБОРНИК ТЕЗИСОВ XXIII НАУЧНОЙ ШКОЛЫ
МОЛОДЫХ УЧЕНЫХ ИБРАЭ РАН

14—15 мая 2024 г.

Под общей редакцией академика РАН Л. А. Большова

Оригинал-макет подготовлен ИБРАЭ РАН
Иллюстрации приведены в авторской редакции

Электронное издание
Гарнитура «Times New Roman», «Arial»