



Федеральное государственное бюджетное учреждение науки
Институт проблем безопасного развития атомной энергетики
Российской академии наук

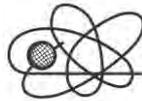


СБОРНИК ТРУДОВ

XXI

НАУЧНОЙ ШКОЛЫ МОЛОДЫХ УЧЕНЫХ





ИБРАЭ

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

**СБОРНИК ТРУДОВ XXI НАУЧНОЙ
ШКОЛЫ МОЛОДЫХ УЧЕНЫХ
ИБРАЭ РАН**

21-22 апреля 2022 г.

Москва 2022

УДК 621.039
ББК 314
С23

Сборник трудов XXI научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН, проходившей 21—22 апреля 2022 г. / под общ. ред. чл.-кор. РАН Л. А. Большова ; Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук. — М. : ИБРАЭ РАН, 2022. — 124 с. : ил. (в пер.).

Настоящий сборник содержит работы, представленные на XXI научной школе молодых ученых ИБРАЭ РАН, проходившей 21—22 апреля 2022 года. Авторами являются студенты, аспиранты и молодые специалисты, обучающиеся и работающие в ИБРАЭ РАН, а также участники из других вузов, 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 978-5-907375-08-6

Proceedings of the XXI Scientific School of IBRAE RAN Young Scientists, held April 21—22, 2022. / Ed. by L. A. Bolshov ; Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (IBRAE RAN). — Moscow : IBRAE RAN, 2022. — 124 p. : ill. (bound)

This volume contains reports presented at the XXI Conference of IBRAE RAN Young Scientists, held April 21—22, 2022. 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 978-5-907375-08-6

© ИБРАЭ РАН, 2022
© Коллектив авторов, 2022

Содержание

<i>Александрова Т.А.</i> Анализ возможности захоронения РАО от переработки ОЯТ в среднеглубинном ПЗРО в рамках реализации сбалансированного ядерного топливного цикла	5
<i>Ануприенко Д.В.</i> Моделирование процессов пороупругости на неструктурированных сетках	9
<i>Аракелян А.А., Васильева Е.Г.</i> К вопросу об оценке опасности отходов производства и потребления при проведении работ по выводу из эксплуатации ОИАЭ	11
<i>Базулин И.А., Осипов А.М., Федосов, А.М., Смирнова А.К., Тупотилов И.А., Прохаренков С.В.</i> Разработка программы расчёта гидро- и газодинамических процессов методом решёточных уравнений Больцмана	15
<i>Бутаков Н.Ю., Рубинштейн К.Г., Игнатов Р.Ю., Губенко И.М.</i> Оценки многолетних метеорологических полей для трехпилотных площадок	17
<i>Бычкова В.И.</i> Моделирование пыльной бури наблюдавшейся в Астрахани в мае 2021 г.	21
<i>Гайворонская М.С.</i> Анализ и прогноз развития мировой атомной энергетики	25
<i>Галоян Н.А.</i> Корпоративная социальная ответственность как фактор обеспечения экономической безопасности промышленности	28
<i>Гембицкий Н.Д., Долганов К.С.</i> Исследование возможности уменьшения радиоактивного выброса через БРУ-А при тяжёлой аварии на АЭС с ВВЭР	32
<i>Григорьев Ф.В.</i> Моделирование фильтрации и переноса по трещинам с меняющимся раскрытием	36
<i>Долженков Е.А.</i> Валидация модели окисления карбида бора в паровой среде	40
<i>Задорожный А.В.</i> Результаты валидации твэльного кода БЕРКУТ-И на данных послереакторных исследований нитридных твэлов, облученных в реакторе БН-600	44
<i>Ильичев Е.А.</i> Исследование влияния учета сезонности и суточного хода метеорологических условий в задачах оценки доз при работах по демонтажу зданий и сооружений	48
<i>Казиева С.Т.</i> Верификация программы для расчета нуклидной кинетики TRACT	52
<i>Коняев П.А.</i> Применение кода НОСТРАДАМУС для решения задачи обоснования размещения АСКРО в регионах со сложными метеорологическими и топографическими условиями	56
<i>Лиховид Д.В.</i> Анализ свойств REMIX и MOX топлива, влияющих на обоснование радиационной безопасности	60
<i>Неуважаев Г.Д.</i> Трёхмерное гидрогеологическое моделирование для площадки размещения ПИЛ: текущее состояние, проблемы, перспективы	65
<i>Осадчий А.С.</i> Формирование ансамбля моделей подоблачного вымывания для оценки характеристик неопределенности при моделировании влажного осаждения дождевыми каплями	69

<i>Рукавичникова А.А.</i> Интерполяция значений измерений в задаче оценки объемов и характеристик образования РАО при выводе из эксплуатации	73
<i>Русинкевич В.А.</i> Эффект задерживаемой доли в неповрежденных МТ с плутониевыми и урановыми кернами	77
<i>Сергунин А.П.</i> Разработка предложений по проведению КИРО и представлению его результатов для снижения неопределенностей при оценке объемов образования РАО при ВЭ.....	81
<i>Смирнова А.К.</i> О радиоуглероде в уран-графитовых реакторах	85
<i>Соболев Д.А.</i> Расчёт значений предельной растворимости твёрдых минеральных фаз ряда радионуклидов для прогноза выхода радионуклидов из матриц разного состава.....	88
<i>Тупотилов И.А.</i> Анализ возможности возникновения повторной критичности при запроектной аварии с полным обесточиванием РБМК	92
<i>Хорошилова К.Д., Грачев В.А., Сорокопуд М.О.</i> Методика определения относительной летучести молекулярных форм йода при заданных условиях	96
<i>Хужажина К. А.</i> Разработка методики психофизического тестирования, направленные на выявления лиц, потенциально склонных к совершению злонамеренных действий на предприятиях ЯТЦ	100
<i>Хужажина К. А.</i> Система управления ядерными знаниями как элемент эффективного формирования общественной приемлемости ядерных технологий	104
<i>Хужажина К. А.</i> Разработка рекомендаций для Республики Казахстан для более широкого использования ядерной энергии на основе анализа СУЯЗ Российской Федерации и зарубежных стран	109
<i>Чертовских О.И.</i> Построение методики оценки неопределенности в связанных расчетах выгорания с учетом неопределенности технологических параметров методом GRS	112
<i>Шшикина Д.Д.</i> Исследование влияния неопределенностей параметризации стохастических моделей трещиноватости	117
<i>Шурыгин Р.Е., Березнев В.П., Колташев Д.А.</i> Результаты кросс-верификации нейтронно-физических кодов CORNER и MCU-FR на базе модели активной зоны быстрого реактора со свинцовым теплоносителем	119

Анализ возможности захоронения РАО от переработки ОЯТ в среднеглубинном ПЗРО в рамках реализации сбалансированного ядерного топливного цикла

Александрова Т.А., аспирант 3 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.т.н. Уткин С.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495)276-20-00 д.4-65, эл. почта: aleksandrova_ta@ibrae.ac.ru

1. Введение

Вопросы обращения с ОЯТ и РАО являются одним из имманентных факторов развития ядерной энергетики и продвижения российских ядерных технологий на международном рынке. В странах - потенциальных потребителях российских ядерных технологий зачастую отсутствует сложившееся нормативное регулирование и инфраструктура, необходимая для решения задач, которые ставит развитие атомной энергетики. Одним из наиболее сложных инфраструктурных вызовов является сооружение пункта захоронения РАО, который требуется для захоронения ОЯТ или продуктов его переработки. Усовершенствование технологий переработки ОЯТ, которое позволит исключить необходимость геологического захоронения отходов, будет обладать значительным конкурентным преимуществом на рынке ядерных технологий.

В настоящее время в рамках проекта по созданию сбалансированного ядерного топливного цикла (СБЯТЦ) выделение короткоживущей цезий-стронциевой фракции (КФ ВАО) является одной из возможных технологий переработки ОЯТ, с возвратом продуктов переработки страну-заказчика с учетом принципа эквивалентности возвращаемой активности (рисунок 1). В представленном докладе описываются результаты работы специалистов ИБРАЭ РАН по формированию системы взаимосвязанных требований, обеспечивающих возможность среднеглубинного (на глубине от 50 до 70 м) захоронение упаковок с РАО, образовавшимися при переработке ОЯТ и содержащими отвержденную КФ, в рамках сотрудничества с АО «Техснабэкспорт».



Рис.1 – Перспективная схема переработки ОЯТ

2. Проведение расчетов тепловых режимов различных конфигураций ПЗРО

Упаковочный комплект хранения повышенной вместимости (УКХ ПВ) с КФ ВАО предлагается захоронять в отдельном среднеглубинном ПЗРО. Это связано с тем, что поступление УКХ ПВ с КФ ВАО на захоронение ожидается значительно позже, чем будут образовываться эксплуатационные отходы, которые будут захоронены в том же ПЗРО, а также значительная часть РАО от вывода из эксплуатации. Было рассмотрено несколько концепций, включая концепцию KBS-3V, скважинную концепцию захоронения и концепцию швейцарской компании Nagra. В качестве наиболее перспективной

концепции рассматривается концепция УКХ ПВ с использованием бентонитового буфера, близкая к шведско-финской концепции захоронения ОЯТ KBS-3V [2]. Выбор данной концепции определён наличием наиболее проработанного аналога для задачи захоронения тепловыделяющих отходов (ПЗРО Onkalo в Финляндии) [3], при этом ее реализация целесообразна для относительно большого количества УКХ ПВ (100 и более). Для захоронения небольшого количества УКХ ПВ с КФ ВАО специалистами ИБРАЭ РАН была рекомендована скважинная концепция захоронения [4].

Ключевым фактором, определяющим требования к конструктивным решениям ПЗРО для захоронения КФ ВАО, является тепловыделение отходов. В связи с этим были проведены несколько серий расчетов тепловых режимов системы захоронения в зависимости от вариантов компоновки ячеек захоронения [7]. Были сформированы два варианта исходных данных для моделирования теплового режима ПЗРО: «нормальный» (достаточно хорошая теплопроводность вмещающих пород) и «консервативный» (низкая теплопроводность). В качестве моделируемых компоновок рассматривались следующие: линейное расположение ячеек захоронения (моделирующие ситуацию неравномерной сетки размещения ячеек, когда расстояние между рядами ячеек многократно превышает расстояние между соседними контейнерами) и сеточное размещение контейнеров с одинаковым шагом (для моделирования наиболее компактного размещения контейнера). В каждой серии расчетов задавалось стандартное тепловыделение (как правило, 1 кВт), после получения температурных распределений по аналитической формуле определялся расчет тепловыделения, соответствующего установленным критериям температурного режима (100°C для вмещающей среды и 450°C для самой стекломатрицы). Полученные расчеты продемонстрировали, что на данном этапе исследований по принятым типовым компоновкам ПЗРО допустимое тепловыделение КФ ВАО составляет не более 2 кВт/м³, при этом оценка в 1 кВт/м³ является более реалистичной (рисунки 2-3).

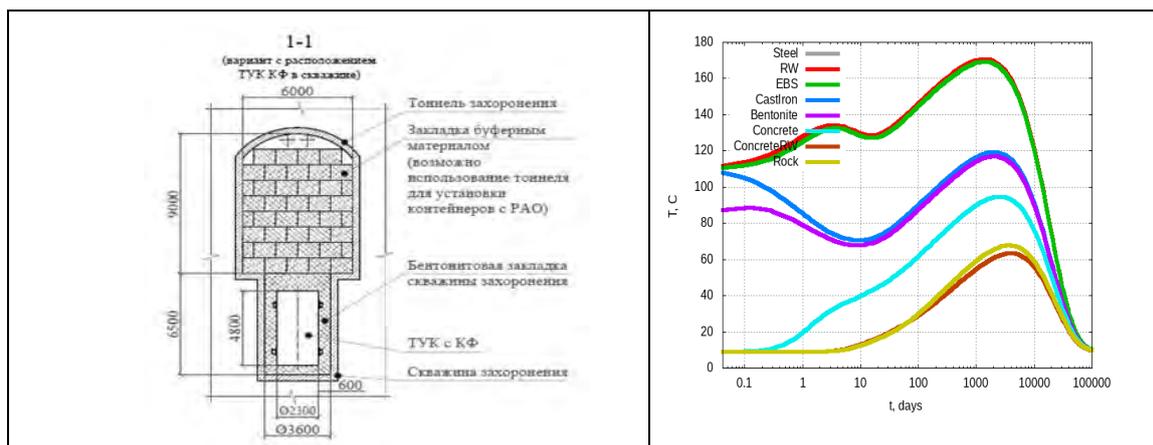


Рис 2. Оценка теплового состояния ПЗРО при компоновке УКХ ПВ с КФ ВАО в соответствии с концепцией KBS-3V [1]

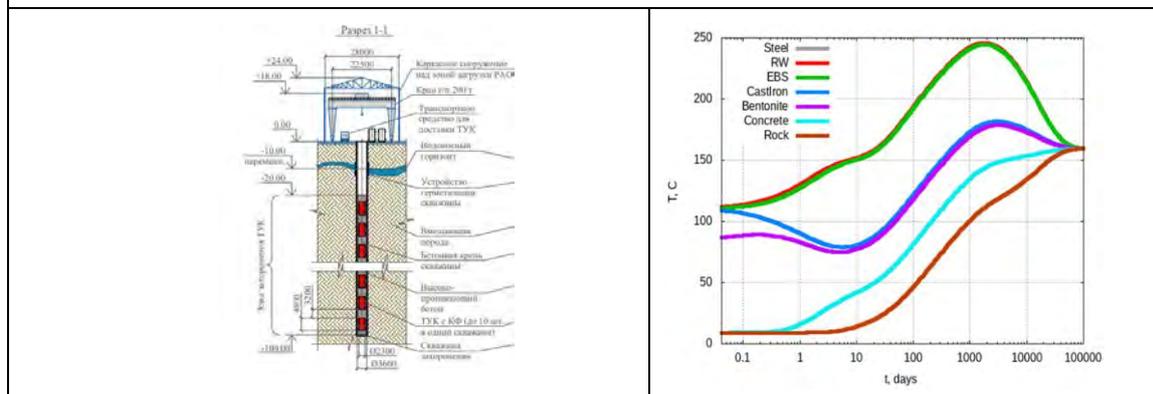


Рис 3. Оценка теплового состояния ПЗРО при компоновке УКХ ПВ с КФ ВАО в соответствии с концепцией скважинного захоронения [1]

3. Определение требований к характеристикам КФ ВАО

Также требования к КФ от переработки ОЯТ определялись при помощи анализа долговременной безопасности. Разрабатываемый обобщенный подход к оценке безопасности среднеглубинного ПЗРО предусматривает сценарий, который включает выщелачивание радионуклидов из УКХ ПВ после его разрушения через 20 000 лет после закрытия ПЗРО и миграцию радионуклидов в горизонте подземных вод, используемом для питьевого водоснабжения населения посредством скважины/ колодца. ПЗРО, размещенный на глубине нескольких десятков метров, является достаточно труднодоступным для случайного (например, археологические работы или строительство) и преднамеренного вторжения человека, в связи с чем сценарий непреднамеренного вторжения не рассматривался [2].

Стоит отметить, что в российском законодательстве в области обращения с РАО не установлено такое понятие, как среднеглубинное захоронение РАО. Тем не менее, в международной практике такой тип захоронения имеет место быть [5]. В рамках представляемой работы, с заказчиком была согласована глубина ПЗРО от 50 до 70 м, который является среднеглубинным в соответствии с [6].

Первоначально были определен перечень радионуклидов, потенциально определяющих ограничения на захоронение РАО в приповерхностном ПЗРО. Оценка перечня таких радионуклидов основывалась на значениях уровней освобождения от регулирующего контроля, зафиксированных в стандарте МАГАТЭ GSR part 3 [8], исходном содержании радионуклидов в ОЯТ, подлежащем переработке, и длительности сохранения изолирующей способности контейнера. В соответствующий перечень вошли 18 р/н, которые в дальнейшем и были вовлечены в процесс установления требований.

Миграционные расчеты проводились с учетом технических решений по захоронению соответствующих типов РАО. Учитывая отсутствие на данной стадии развертывания проекта детальных данных по потенциальным площадкам размещения ПЗРО, был принят подход к оценке требований, аналогичный примененному к моделированию тепловых режимов ПЗРО. Для сформированного типового ПЗРО посредством выполнения анализа чувствительности к различным параметрам модели были определены ее параметры, оказывающие наибольшее влияние на результат оценки безопасности и выполнены расчеты для 2-х характеристик грунтов, соответствующих условно «хорошим» (глины) и условно «плохим» (пески) значениям характеристик для 3-х различных вариантов инфильтрационного питания (от засушливых до умеренных) (рисунки 4-5).

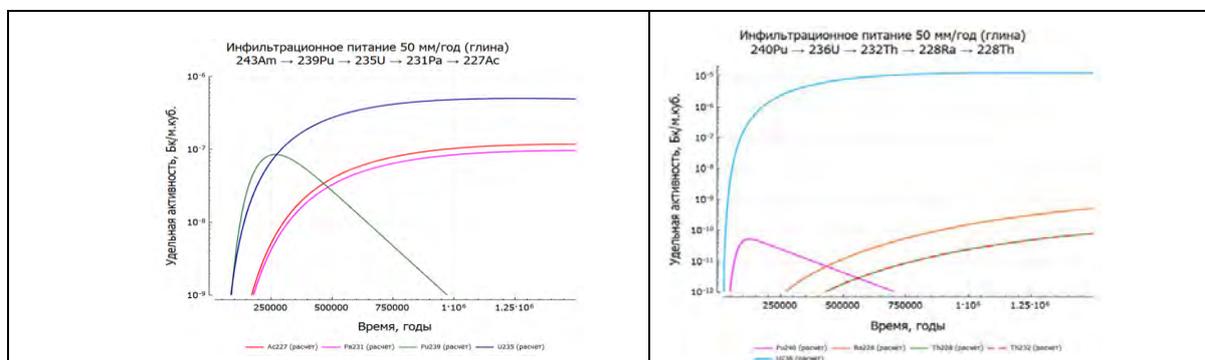


Рис 4. Ограничение на содержание р/н для ПЗРО, расположенного в глиняных формациях [1]

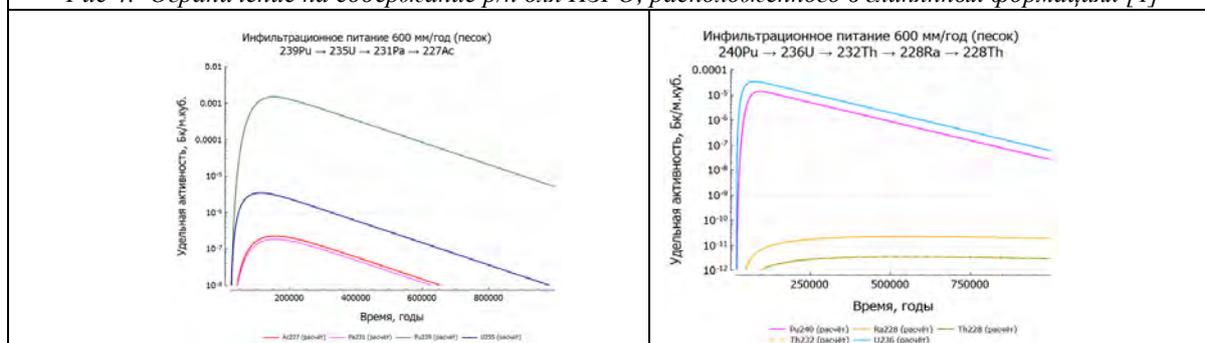


Рис 5. Ограничение на содержание р/н для ПЗРО, расположенного в песках [1]

Результаты расчетов показали, что ограниченный объем размещаемых РАО приводит к тому, что для большинства радиологически значимых радионуклидов ограничения устанавливаются по альтернативному сценарию эволюции ПЗРО. Исключение составляет лишь радионуклиды ^{126}Sn и ^{129}I , обладающие высокой миграционной способностью. В дальнейшем были определены необходимые показатели очистки продуктов переработки ОЯТ от примесных радионуклидов, наиболее жесткие требования предъявляются к изотопам плутония, концентрацию которых необходимо сократить более чем в 10^5 раз.

Ограничение к содержанию «целевых» радионуклидов ($^{137}\text{Cs} + ^{90}\text{Sr}$) были установлены на основании расчетных оценок тепловых режимов закрытого пункта захоронения. Показано, что на момент захоронения УКХ ПВ в ПЗРО удельная активность КФ ВАО по соответствующим радионуклидам не должна превышать $2\text{E}+9$ Бк/г, что соответствует тепловыделению 1кВт/куб.м (на момент после переработки тепловыделение КФ ВАО составляет до 300 Вт/ УКХ ПВ, что потребует до 180 лет выдержки до приемлемого уровня тепловыделения), при условии соотношения их концентраций в стекле равному соотношению в ОЯТ ($^{137}\text{Cs}: ^{90}\text{Sr} = 1,6$). В настоящее время ведется работа по поиску инженерных решений, направленных на снижение времени выдержки упаковки с КФ ВАО со 180 лет до 80-90 лет.

4. Заключение

В рамках старта работ по реализации СБЯТЦ ИБРАЭ РАН предварительно проработал вопрос возможности захоронения специализированных видов РАО, таких как КФ ВАО, с целью определения предварительных требований к подобным РАО для их захоронения. Для этого были проведены расчеты тепловых режимов различных конфигураций ПЗРО для захоронения КФ ВАО, а также гидрогеологическое моделирование процессов выхода радионуклидов из ПЗРО при различных вариантах граничных условий и типов вмещающей породы. Полученные результаты продемонстрировали возможность захоронения КФ ВАО в ПЗРО на глубине до 100 м, что позволяет избежать сооружения дорогостоящего ПГЗРО. Тем не менее, полученные консервативные результаты приводят к слишком длительному ожиданию и последующие усилия должны быть направлены на обеспечение коммерчески приемлемого варианта цикла переработки/захоронения

Литература

1. Отчет о выполнении работы «Разработка и совершенствование методов определения количества продуктов переработки облученных тепловыделяющих сборок, подлежащих возврату в государство их поставщика, основанных на условии эквивалентности активности» в рамках договора № 113-20-1-40/689 от 14.08.2020 г. «Анализ нормативной базы, регламентирующей подходы к определению эквивалента активности радиоактивных материалов. Анализ используемых в мировой практике подходов к определению эквивалента активности радиоактивных материалов (Отчет, этап 1)»
2. Long-Term Safety for KBS-3 Repositories at Forsmark and Laxemar — a First Evaluation. Main Report of the SR-Can Project, SKB Technical Report TR-06-09. Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Stockholm, Sweden, 2006. 613 p.
3. Nuclear waste management of the Olkiluoto and Loviisa power plants Summary of the activities during 2011. Posiva Report, 2011, 58 p.
4. BOSS: Borehole Disposal of Disused Sealed Sources. A Technical Manual. IAEA-TECDOC-1644.
5. Федеральный закон от 11 июля 2011 г. №190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации»
6. Classification Of Radioactive Waste - General Safety Guide: IAEA Safety Standards Series No. GSG-1
7. Р.А. Бутов, Н.И. Дробышевский, Е.В. Моисеенко, Ю.Н. Токарев. Применение расчётного кода FENIA для моделирования теплового состояния пункта глубинного захоронения РАО / Препринт № ИБРАЭ-2018-07. Москва: ИБРАЭ РАН, 2018. — 27 с. — Библиогр.: 20 назв. — 77 экз.
8. IAEA-TECDOC-1380. Derivation of activity limits for the disposal of radioactive waste in near surface disposal facilities. IAEA, 2003.
9. Международное агентство по атомной энергии. Международные основные нормы безопасности. Радиационная защита и безопасность источников излучения. Общие требования безопасности. Часть 3. Серии изданий МАГАТЭ по безопасности, № GSR Part 3. Вена: МАГАТЭ, 2014.

Моделирование процессов пороупругости на неструктурированных сетках

Ануприенко Д.В., инженер-исследователь ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.ф.-м.н. зав. лаб. ИБРАЭ РАН Капырин И.В.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

1. Введение

Математическое моделирование в настоящее время является одним из основных инструментов, используемых для оценки безопасности пунктов подземного захоронения радиоактивных отходов. Для такого моделирования в ИБРАЭ РАН совместно с ИВМ РАН разрабатывается программный комплекс GeRa [1], позволяющий предсказывать течение подземных вод и распространение по ним загрязнений. Спектр моделей физических процессов, доступный в GeRa, постоянно расширяется и в настоящее время готовится к дополнению моделью пороупругих процессов. Моделирование таких процессов необходимо, когда течение подземных вод или закачка радиоактивных отходов существенно влияют на напряженно-деформированное состояние пористой среды. Построение численных методов для моделирования процессов пороупругости является нетривиальной задачей, усложняющейся в случае особенностей, которыми обладают неструктурированные сетки в гидрогеологических задачах.

2. Математическая модель

В данной работе рассматривается простейший случай полностью насыщенной водой пористой среды [2]:

$$\frac{\partial}{\partial t}(s_{stor}h + \alpha \nabla \cdot \mathbf{u}) + \nabla \cdot (-\mathbb{K} \nabla h) = Q, \quad (1)$$

$$-\nabla \cdot \left(\mathbb{C} \frac{\nabla \mathbf{u} + (\nabla \mathbf{u})^T}{2} - \alpha \frac{h}{\rho g} \mathbb{I} \right) = \mathbf{f}. \quad (2)$$

Здесь h – напор воды; \mathbb{K} – тензор фильтрации; s_{stor} – коэффициент упругой емкости; Q – источники и стоки; \mathbf{u} – вектор перемещений пористой среды; \mathbb{C} – тензор упругости в обобщенном законе Гука; ρ – плотность жидкости; \mathbf{f} – вектор внешних сил. Уравнения дополняются граничными и начальными условиями.

3. Численные методы

Дискретизация в GeRa выполняется на неструктурированных сетках двух типов. Сетки первого типа содержат преимущественно треугольные призмы, но могут включать тетраэдры и пирамиды на местах выклинивания слоев. Сетки второго типа состоят из гексаэдров с возможностями локального измельчения и скалывания, что приводит к образованию многогранников произвольного вида. Особенности геологических объектов, в частности, «сплюснутость» областей и слоистая структура с возможностью выклинивания слоев могут приводить к появлению ячеек сильно искаженной формы. В сочетании с анизотропией материалов это создает трудности для численных методов.

Для дискретизации системы уравнений пороупругости (1) – (2) разработано большое число подходов, но далеко не все из них подходят для неструктурированных сеток с ячейками достаточного общего вида. Перспективным является применение локально консервативного и широко используемого метода конечных объемов (МКО) для уравнения фильтрации в сочетании с методом виртуальных элементов (МВЭ) для уравнения упругости. Метод виртуальных элементов является относительно новым подходом, родственным методу конечных элементов, применимому на широком классе ячеек, в том числе вырожденных и невыпуклых и активно нарабатывающим теоретическую базу. Большим его

преимуществом является наличие схемы МКО-МВЭ для пороупругости с доказанными свойствами. Потенциал схемы лежит в использовании различных схем МКО для фильтрации в сочетании с надежной схемой МВЭ для упругости.

В данной работе схема МКО-МВЭ программно реализована с использованием платформы INMOST, что позволит встроить ее в код GeRa. Решение задачи проводится помощью схемы полного сопряжения для неявной схемы. Приводятся результаты численных экспериментов по установлению сходимости на различных классах сеток и результаты моделирования реалистичной задачи.

Литература

1. ibrae.ac.ru/code/gera
2. Biot M. A. General theory of three-dimensional consolidation // *Journal of applied physics*. – 1941. – Т. 12. – №. 2. – С. 155-164
3. Coulet J. et al. A fully coupled scheme using virtual element method and finite volume for poroelasticity // *Computational Geosciences*. – 2020. – Т. 24. – №. 2. – С. 381-403.

К вопросу об оценке опасности отходов производства и потребления при проведении работ по выводу из эксплуатации ОИАЭ

Аракелян А.А., научный сотрудник; Васильева Е.Г., инженер

тел.: (495) 276-20-00 доб. 62-16 эл. почта: evgeniavasileva@inbox.ru

1. Введение

Согласно утверждённым в РФ Федеральным нормам и правилам в области использования атомной энергии «Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации (ВЭ) объектов использования атомной энергии. Общие положения» (НП-091-14) [1], одним из основных принципов обеспечения безопасности является минимизация количества РАО, образующихся при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии (ОИАЭ), для которых установлен предел доз облучения при потенциальном воздействии на персонал и население. Однако в ходе работ по ВЭ возможно образование и нерадиоактивных отходов химической природы, относимых к отходам производства и потребления (ОПиП), в силу загрязнения площадок в ходе предыдущей деятельности предприятий. Это обуславливает образование сопутствующих отходов.

Концепция ВЭ любого объекта должна включать варианты конечного состояния объекта после завершения всех работ и, согласно рекомендациям МАГАТЭ [2], это состояние должно определяться на основании не только аспекта радиационной безопасности, но и идентификации токсических и канцерогенных факторов негативного воздействия, а также оценки химической безопасности.

2. Состояние нормативно-правовой базы относительно обращения с ОПиП

В широком смысле процедура обращения с ОПиП состоит из комплекса мер, включающего в себя такие составляющие, как технологический процесс, лабораторные исследования и использование расчётных методов для отнесения отходов к I-IV классу опасности.

В части проведения лабораторных исследований и использования различных технологий очистки и переработки существует достаточное количество подходов и методов, позволяющих обеспечить решение задач по определению элементного состава отхода и его переработки, в том числе с возможностью извлечения ценных компонентов при достаточном уровне рентабельности процесса.

Использование расчётных методов для отнесения отходов к I-V классу опасности имеет ряд недостатков, в том числе:

- малое количество элементов, для которых рассчитаны значения коэффициента степени опасности компонента отхода для окружающей среды и сопутствующих величин;
- отсутствие гармонизации в соответствии с обновлениями нормативной документации;
- отсутствие разделения по классам химических соединений, вследствие чего могут не учитываться в полной мере различные токсикологические параметры;
- существующие подходы не позволяют в должном объёме оценивать величину накопленного ущерба в случаях длительного хранения отходов на промышленных площадках.

Классификация ОПиП выполняется согласно [3] (Таблица Ошибка! Текст указанного стиля в документе отсутствует.1).

Степень опасности отхода для окружающей среды (К) определяется по сумме степеней опасности веществ, составляющих отход (далее - компоненты отхода), для окружающей среды:

$$K = K_1 + K_2 + \dots + K_m,$$

где K_1, K_2, \dots - показатели степени опасности m -ых компонентов отхода для окружающей среды;
 m - количество компонентов отхода.

Таблица Ошибка! Текст указанного стиля в документе отсутствует. **1. Значения степени опасности ОПиП для окружающей среды (К) по классам опасности**

Класс опасности отхода	Степень опасности отхода для окружающей среды (К)
I	$10^6 \geq K > 10^4$
II	$10^4 \geq K > 10^3$
III	$10^3 \geq K > 10^2$
IV	$10^2 \geq K > 10$
V	$K \leq 10$

Степень опасности химического компонента отходов химической природы для окружающей среды K_i рассчитывается как отношение концентрации компонента отхода C_i к коэффициенту его степени опасности для окружающей среды W_i , численно равному количеству компонента отхода, ниже значения которого он не оказывает негативного воздействия на окружающую среду. Размерность коэффициента степени опасности для окружающей среды условно принимается как мг/кг.

В свою очередь W_i рассчитывается по одной из следующих формул:

$$\lg W_i = \begin{cases} 4 - 4/Z_i & \text{для } 1 < Z_i < 2 \\ Z_i & \text{для } 2 \leq Z_i \leq 4 \\ 2 + 4/(6 - Z_i) & \text{для } 4 < Z_i < 5 \end{cases}$$

где $Z_i = 4X_i/3 - 1/3$ - унифицированный относительный параметр опасности компонента отхода для окружающей среды;

X_i - относительный параметр опасности компонента отхода для окружающей среды, который рассчитывается по формуле:

$$X_i = \frac{\left(\sum_{j=1}^n B_j \right) + B_{inf}}{n+1},$$

где B_j - значение балла, соответствующее каждому первичному показателю опасности компонента;

n - количество оцененных первичных показателей опасности компонента отхода;

B_{inf} - значение балла, соответствующее показателю информационного обеспечения системы первичных показателей опасности компонента отхода.

В качестве иллюстрации одного из недостатков расчётных методов отнесения отходов к I-V классу опасности может быть приведён пример расчёта первичных показателей опасности для мышьяка (Таблица 2). Основываясь на методике, утвержденной приказом Минприроды России «Об утверждении Критериев отнесения отходов к I-V классам опасности по степени негативного воздействия на окружающую среду» [3], и данных о первичных показателях опасности рассчитаны значения параметров опасности X , Z и W (1)-(3):

$$X_i = \frac{(\sum_{j=1}^n B_j) + B_{inf}}{n+1} = \frac{27}{12} = 2,25 \quad (1),$$

$$Z_i = \frac{4X_i}{3} - \frac{1}{3} = \frac{4 \cdot 2,25}{3} - \frac{1}{3} = 2,67 \quad (2).$$

$$\lg W_i = Z_i \quad (3).$$

Коэффициент степени опасности компонента отхода для окружающей среды W , рассчитанный для мышьяка с использованием обновленных токсикологических параметров составил 468 мг/кг, что отличается более чем на 5 % от значения данного коэффициента, приведённого в [3] и равного 494 мг/кг.

Таблица 2. Первичные показатели опасности компонента: Мышьяк

Первичные показатели опасности компонента отхода *	Значение показателя	Балл	Источник информации
ПДКп (ОДК*), мг/кг	10	2	[4]
Класс опасности в почве	1	1	[4]
ПДКв (ОДУ, ОБУВ), мг/л	0,01	2	[4]
Класс опасности в воде хозяйственно-питьевого использования	1	1	[4]
ПДКр.х. (ОБУВ), мг/л	0,05	3	[5]
Класс опасности в воде рыбохозяйственного использования	3	3	[5]
ПДКс.с. (ПДКм.р., ОБУВ), мг/м ³	0,0003	1	[4]
Класс опасности в атмосферном воздухе	1	1	[4]
Lg (S, мг/л/ПДКв,мг.л)**	<1	4	[6]
LD50, мг/кг	145	2	[7]
LC50 водн, мг/л/96ч	28,68	3	[7]
Информационное обеспечение	n > 0,9	4	

* приведены лишь те показатели, для которых имеются численные значения

3. Практические вопросы оценки опасности ОПиП

Концепция мероприятий по выводу из эксплуатации зданий и сооружений, расположенных на площадках ОИАЭ помимо оценки радиационной безопасности площадки, включает в себя оценку уровня негативного воздействия на компоненты биосферы химических соединений, а также определение плана по обращению с грунтами, загрязненными данными соединениями.

Практические исследования грунтов на площадках показывают наличие в почве не только широкого спектра тяжелых металлов (ТМ), включая кобальт, кадмий, мышьяк, медь, никель, сурьму, ванадий, вольфрам, но и наличие летучих органических соединений, таких как бензол, бен(а)пирен и др. В ряде проб содержание ТМ в почве может превышать предельно допустимые концентрации (ПДК) более чем в 20 раз, а более 50 % исследованных проб относятся к категориям «чрезвычайно опасная» и «опасная» в соответствии с санитарными правилами и нормами [4]. При этом опасность элементов оценивается согласно ГОСТу [8], в котором устанавливают опасность не менее чем по трем показателям из пяти (токсичность, ЛД₅₀, персистентность в почве и в растениях, ПДК в почве, влияние на пищевую ценность с/х продукции).

Опасность содержания многих элементов в почвенном слое также оценивают по таким показателям, как индекс загрязнения почвы (ИЗП) [9], численно равный:

$$ИЗП = \sum [(C_i - C_{иф}) / C_{иф}],$$

где C_i – измеренная концентрация элемента i в почве, а $C_{иф}$ – фоновая концентрация элемента i в почве.

Или суммарный показатель загрязнения Z_c [10], численно равный:

$$Z_c = \sum K_{ki} - (n - 1),$$

где $K_{ki} = C_i / C_{иф}$.

Критические значения, позволяющие охарактеризовать суммарное загрязнение Z_c по степени опасности, таковы: при $Z_c < 16$ загрязнение считается неопасным; при $16 < Z_c < 32$ – умеренно опасным; при $32 < Z_c < 128$ – опасным; при $Z_c > 128$ – чрезвычайно опасным. Классификация по Z_c постоянно совершенствуется, то учитывая влияние низкокларковых ТМ, то внося поправки на разную токсичность.

Расчёт критериев отнесения отходов к I-V классам опасности по степени негативного воздействия на окружающую среду, несмотря на значимые превышения ПДК по ряду соединений, показал отсутствие какой-либо корреляции класса опасности загрязненных грунтов и категорий загрязнения почв, так как при наличии полного спектра тяжёлых металлов и ряда летучих органических соединений, изъятые с территории промышленной площадки грунты будут отнесены не более чем к IV классу опасности. Дополнительно необходимо отметить, что также отсутствует согласованность классов опасности отходов для загрязнённых грунтов с правилами выбора вида использования почв в зависимости от степени их

загрязнения [11], что может приводить к возможному нарушению строительных норм по использованию загрязненных грунтов при отсыпке котлованов, и выемок, на участках озеленения.

4. Заключение

Несмотря на множество показателей применение их для решения проблем реабилитации ранее загрязненных территорий как химическими, так и радиоактивными веществами остается проблематичным. На наш взгляд, возможным решением задачи для установления критериев реабилитации в подобных ситуациях будет оценка рисков для здоровья человека при некоторых типичных сценариях его пребывания на реабилитированных территориях. Количество таких сценариев значительно сократится (до двух-трех), если заранее будут определены цели долговременного использования территорий.

Для получения более достоверных оценок по уровню негативного воздействия на окружающую среду ОПиП, наиболее рациональным представляется обновление существующей нормативной базы в части: первичных показателей опасности компонентов отходов; пересмотра методики расчёта критериев отнесения отходов к I-V классам опасности по степени негативного воздействия с целью учёта воздействия не только крупнотоннажных, но и средне- и малотоннажных производств; разработка и внедрение методик, учитывающих специфику отходов.

Литература

1. Приказ Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору № 216 от 20 мая 2014 года «Об утверждении федеральных норм и правил в области использования атомной энергии "Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения" (с изменениями на 11 декабря 2018 года).
2. IAEA (Corporate Author). Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material Safety Guide. – International Atomic Energy Agency, 2009.
3. Приказ Министерства природных ресурсов и экологии Российской Федерации № 536 от 04 декабря 2014 года «Об утверждении Критериев отнесения отходов к I-V классам опасности по степени негативного воздействия на окружающую среду».
4. Санитарные правила и нормы СанПиН 1.2.3685–21 "Гигиенические нормативы и требования к обеспечению безопасности и (или) безвредности для человека факторов среды обитания".
5. Приказ Министерства сельского хозяйства Российской Федерации № 552 от 13 декабря 2016 года «Об утверждении нормативов качества воды водных объектов рыбохозяйственного значения, в том числе нормативов предельно допустимых концентраций вредных веществ в водах водных объектов рыбохозяйственного значения» (с изменениями на 10 марта 2020 года).
6. Вредные вещества в промышленности. Справочник для химиков, инженеров и врачей. В 3 томах. Том III. Неорганические и элементоорганические соединения // Под ред. Н.В. Лазарева. и И.Д. Гадаскиной Л.: Химия, 1977.
7. Паспорт безопасности химической продукции. Мышьяк [Электронный ресурс] // URL: <https://www.sigmaaldrich.com/RU/ru/sds/aldrich/267961> (дата обращения: 04.03.2022).
8. Межгосударственный стандарт ГОСТ 17.4.1.02-83 "Охрана природы. Почвы. Классификация химических веществ для контроля загрязнения".
9. Воронцов А.М. Обобщенные показатели состояния в системе индексов качества природных сред: проблемы и перспективы // Экологическая химия. 2004. Т. 14. № 1. С. 1-10.
10. Сагт Ю.Е. Смирнова Р.С. Геохимические принципы выявления зон воздействия промышленных выбросов в городских агломерациях // Ландшафтно-геохимическое районирование и охрана среды. М.: Мысль, 1983.
11. Санитарные правила и нормы СанПиН 2.1.3684-21 "Санитарно-эпидемиологические требования к содержанию территорий городских и сельских поселений, к водным объектам, питьевой воде и питьевому водоснабжению населения, атмосферному воздуху, почвам, жилым помещениям, эксплуатации производственных, общественных помещений, организации и проведению санитарно-противоэпидемических (профилактических) мероприятий".

Разработка программы расчёта гидро- и газодинамических процессов методом решёточных уравнений Больцмана

Базулин И.А., Осипов А.М., Федосов, А.М., Смирнова А.К., Тупотилов И.А., Прохаренков С.В.

Национальный исследовательский центр “Курчатовский Институт”

тел.: (964) 700-82-03, эл. почта: Bazulin_IA@nrcki.ru

1. Введение

Традиционно для решения задач гидродинамики применяются вычислительные методы, основанные на численном решении уравнений Навье-Стокса. Однако в последние 20 лет развивается альтернативный подход - метод решёточных уравнений Больцмана (Lattice Boltzmann method или LBM), в котором для моделирования течения вязкой Ньютонической жидкости решается дискретизированное уравнение Больцмана. В настоящее время LBM достиг высокого уровня развития, и его возможности для ряда задач сопоставимы с возможностями традиционных методов решения уравнений Навье-Стокса. Этот метод имеет ряд преимуществ по сравнению с традиционным подходом, которые проявляются при моделировании многофазных и многокомпонентных течений, а также при обтекании пористых поверхностей. Кроме того, LBM является явным методом, поэтому естественным образом распараллеливается, что является особенно актуальным в связи с развитием технологий расчетов на графических процессорах. В связи с этим представляет интерес реализация метода LBM и его апробация для расчета задач вычислительной гидро- и газодинамики.

2. Основы метода

Кинетическое уравнение Больцмана для одночастичной функции распределения $f(\vec{r}, \vec{\xi}, t)$ без учёта внешних сил имеет вид:

$$\frac{\partial f}{\partial t} + \vec{\xi} \nabla f = \Omega, \quad (1)$$

где Ω – интеграл столкновений, t – время, \vec{r} – вектор пространственных переменных, $\vec{\xi}$ – вектор скорости частицы. Макроскопические характеристики среды являются моментами функции распределения и находятся путем интегрирования по всем возможным скоростям. Производя дискретизацию уравнения (1) по времени и пространственным координатам [1]. Для дискретизации в пространстве скоростей задается конечная совокупность векторов возможных скоростей $\{\vec{e}_k\}_{k=1}^M$. Таким образом, уравнение (1) сводится к системе уравнений в частных производных относительно f_k :

$$\frac{\partial f_k}{\partial t} + \vec{e}_k \nabla f_k = \Omega_k \quad (2)$$

Оператор столкновения обычно используется в виде БКГ приближения, которой представляет собой линейную релаксацию к локальному равновесию.

3. Результаты

В ходе данной работы был разработан вычислительный код, предназначенный для расчёта гидро- и газодинамических процессов методом сеточных уравнений Больцмана в произвольной геометрии. Суть метода заключается в переходе от системы уравнений Навье-Стокса к кинетическому уравнению Больцмана в БКГ приближении. Далее, расчётная область разбивается на решётку, в элементах которой и производится решение задачи. Для решения выбираются определенные направления, в пределах которых могут перемещаться частицы в каждом элементе решетки. Эти направления определяются базисными векторами и весами. Веса задаются таким образом, чтобы в ходе перемещения частица переходила в соседний элемент решётки. Макропараметры среды получаются путём усреднения функции распределения и нахождения ее моментов. Решение задачи можно логически разделить на 4 части: задание исходных данных вместе с граничными и начальными условиями, расчёт взаимодействия между частицами, перенос частиц и нахождение макропараметров среды путем усреднения функции

распределения. На рисунке 1 представлено распределение профиля скорости в цилиндрическом канале при ламинарном обтекании пучка цилиндрических фрагментов, полученное в результате работы программы. На рисунки 2 изображены результаты расчёта профилей скорости и температуры жидкости в сосуде при одностороннем обогреве и распределения компонент многокомпонентной среды в заданном объеме.

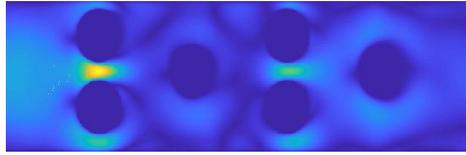
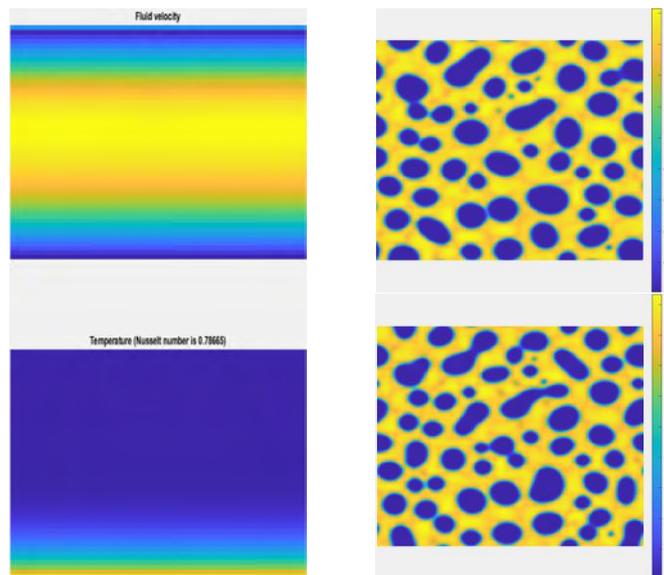


Рис.1. Профиль скорости при ламинарном обтекании пучка цилиндрических фрагментов в цилиндрическом канале



а)

б)

*Рис. 2. а) Распределение профиля скорости и температуры при одностороннем нагреве канала;
б) Распределение концентрации компонент двухфазной жидкости в прямоугольной области*

Литература

1. Dieter A. Wolf-Gladrow D. A. Lattice-Gas Cellular Automata and Lattice Boltzmann Models - An Introduction. Berlin: Springer 2005

Оценки многолетних метеорологических полей для трехпилотных площадок

Бутаков Н.Ю., Рубинштейн К.Г., Игнатов Р.Ю., Губенко И.М.

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел: (495) 955-22-91, эл.почта: nikita.butakov.2019@mail.ru

Введение

В рамках расчетов для обоснования безопасности АЭС в обязательном порядке выполняются расчеты потенциального радиологического воздействия на население и окружающую среду (см. например подход для ВАБ [1]). Для этого необходимы метеорологические данные, отражающие географические особенности расположения площадки, включая влияние окружающего ландшафта и климата. Переход от Паскуилл-Гиффордских аппроксимаций к более точным подходам потребовал разработки методов и критериев для оценки качества прогноза метеорологических процессов. В данной работе представлены на примере Балаковской, Калининской и Курской АЭС результаты применения таких методов для практических задач.

В рамках выполняемой работы использовалась прогностическая гидродинамическая модель с высоким пространственным разрешением и детальным описанием орографии, типов подстилающей поверхности и их основных свойств – WRF-ARW [2]. Была создана конфигурация модели с пространственным разрешением 18; 6; 2 и 0.667 км. Выбранная конфигурация модели использовалась для всех рассматриваемых площадок. В качестве начальных и граничных условий использован объективный анализ и прогнозы NCAR/NCEP – США (GFS) в 0,5 градусной сетке, получаемые в 00, 06, 12 и 18 UTC [3]. Для валидации прогнозов использовались данные метеорологических станций, входящих в систему международного обмена [4].

Оценки воспроизведения метеорологических полей

Эксперимент проведен для 2018-2020 гг. с заблаговременностью на сроки до 18 часов. Оценки рассчитывались с применением данных наблюдений с сети метеорологических станций вокруг Балаковской, Калининской и Курской АЭС для домена с разрешением 2 км. Выбор домена с пространственным разрешением 2 км был обусловлен нехваткой наблюдений на метеостанциях в домене с разрешением 667 м, а из оставшихся доменов расчётная сетка с шагом по пространству 2 км наименее грубая. Ниже приведен анализ оценок качества моделирования скорости и направления ветра у поверхности земли и на высотах, соответствующих изобарическим поверхностям 850 и 700 гПа, а также количества выпавших за 12 часов осадков. Для получения оценок применялся инструмент Model Evaluation Tools (MET) [5]. Были рассчитаны средняя абсолютная ошибка (MAE), средняя систематическая ошибка (BIAS), среднеквадратическая ошибка (RMSE), а также была получена категорийная статистика для оценок качества прогноза факта наличия/отсутствия осадков за предыдущие 12 часов (предупрежденность наличия/отсутствия осадков – POD и PODN соответственно, частота ложных тревог – POFD, смещение в числе прогнозируемых случаев осадков относительно наблюдаемых – FBIAS, критерий надежности Багрова-Хайдке – HSS).

Оценки скорости и направления ветра

Средние за период оценки моделирования скорости ветра для трех АЭС представлены в табл. 1.

Таблица 1. Средние за период оценки моделирования скорости ветра

АЭС	BIAS			MAE			RMSE		
	Приземн.	P850	P700	Приземн.	P850	P700	Приземн.	P850	P700
Курская	1.38	-0.13	-0.28	1.66	1.64	1.71	1.96	1.64	1.71
Балаковская	0.85	-0.44	-0.57	1.41	1.69	1.77	1.78	1.89	1.98
Калининская	1.54	-0.09	-0.13	1.66	1.62	1.65	1.91	1.62	1.65

Для всех трех площадок наблюдается систематическое завышение рассчитанной скорости ветра у земли и занижение на высотах. Для Балаковской АЭС качество моделирования скорости ветра у поверхности земли лучше, чем на высотах, поскольку ошибки моделирования MAE и RMSE увеличиваются с высотой. Для Курской и Калининской АЭС качество моделирования скорости ветра наилучшее на высоте, соответствующей изобарической поверхности 850 гПа, поскольку в этом случае ошибки моделирования минимальны. Сравнивая площадки между собой, можно сделать вывод о том, что у поверхности земли наименьшие ошибки моделирования были для Балаковской АЭС, на высотах для Калининской АЭС. Данный факт свидетельствует о том, что поле скорости ветра у земли модель WRF-ARW воспроизводит лучше всего для региона Балаковской АЭС, а поле скорости ветра на высотах для региона Калининской АЭС. На протяжении всего периода моделирования на всех площадках отмечается систематическое завышение рассчитанной скорости приземного ветра (рис. 1 а-в). Так как ошибка RMSE у земли для всех площадок больше в летний период, чем в зимний, можно сделать вывод о том, что качество моделирования скорости ветра у земли лучше в зимний период, чем в летний (рис. 1 г-е).

Средние за период моделирования абсолютные ошибки моделирования направления ветра для трех АЭС представлены в табл. 2.

Таблица 2. Средняя за период абсолютная ошибка моделирования направления ветра.

АЭС	Приземн.	P850	P700
Курская	14.57	18.00	14.62
Балаковская	13.39	12.31	10.22
Калининская	16.04	13.38	11.27

Для Калининской и Балаковской АЭС с высотой ошибка моделирования направления ветра становится меньше, что свидетельствует об улучшении качества моделирования с высотой для этих площадок. Сравнивая рассматриваемые площадки между собой, можно сделать вывод о том, что качество моделирования направления ветра как у поверхности земли, так и на высотах было наилучшим для Балаковской АЭС, поскольку для этой площадки абсолютная ошибка моделирования наименьшая из всех.

Оценки сумм осадков

Оценки сумм осадков показаны в таблице 3.

Таблица 3. Средние оценки за период моделирования сумм осадков

АЭС	BIAS	MAE
Курская	0.04	0.76
Балаковская	0.07	0.55
Калининская	-0.23	0.86

Для Калининской АЭС имеет место недооценка количества рассчитанных осадков относительно данных наблюдений. Значение абсолютной ошибки для Калининской АЭС также наибольшее из всех площадок. Моделирование количества осадков для Балаковской АЭС было наиболее успешным из всех, поскольку в этом случае абсолютная ошибка минимальна

Оценки качества прогноза наличия/отсутствия осадков показаны в табл. 4.

Таблица 4. Оценки качества прогноза наличия/отсутствия осадков.

АЭС	FBIAS	POD	PODN	POFD	HSS
Курская	2.14	0.98	0.37	0.63	0.28
Балаковская	2.52	0.95	0.45	0.55	0.27
Калининская	1.82	0.97	0.28	0.72	0.23

На основании того, что коэффициент качества FBIAS во всех случаях больше 1, можно сделать вывод о том, что для всех пилотных площадок осадки прогнозировались чаще, чем наблюдались на метеостанции. Так для Балаковской АЭС осадки прогнозировались в 2.52 раза чаще, чем наблюдались,

для Курской АЭС-2 в 2.14 раза чаще, а для Калининской в 1.82 раза. Анализируя значения коэффициента качества POD из таблицы, можно сделать вывод о том, что прогноз факта наличия осадков по модели почти всегда был безошибочен для всех 3-х площадок, поскольку значения POD во всех случаях близки к 1. Анализ значений коэффициентов качества PODN и POFD приводит к выводу о том, что прогноз отсутствия осадков для всех 3-х площадок в большинстве случаев был неверен, поскольку значение коэффициента качества PODN существенно меньше 1. Соответственно велика частота ложных тревог (POFD), когда осадки прогнозировались, но не наблюдались. Из всех площадок частота ложных тревог была наибольшей для Калининской АЭС (POFD=0.72). Меньше всего ложных тревог наблюдалось для Балаковской АЭС (POFD=0.55), а это говорит о том, что прогноз отсутствия осадков для Балковской АЭС был наиболее успешным из всех. На основе критерия надёжности Багрова-Хайдке можно сделать вывод о том, что для Курской АЭС прогноз наличия осадков на 28% лучше прогноза по «климатической норме», для Балфковской АЭС на 27% и для Калининской АЭС на 23% – худший показатель из всех.

Сопоставление с желательными показателями качества метеорологических полей

В [6] описаны требования качества прогноза метеорологических полей. Желательные значения метрических показателей для сравнения рассчитанных трехмерных ветровых полей с измеренными метеорологическими данными таковы:

- RMSE и отклонение скорости ветра должно соответствовать значениям ≤ 2 м/с и $\leq \pm 0.5$ м/с;
- Суммарная погрешность и отклонение для направления ветра должно соответствовать значениям ≤ 30 градусов и ≤ 10 градусов.

Сопоставление с желательными значениями метрических показателей для сравнения с данными наблюдений получено для скорости и направления ветра для прогнозов представлено для каждого из годов (2018-2020 гг. соответственно) на рис. 1 и 2.

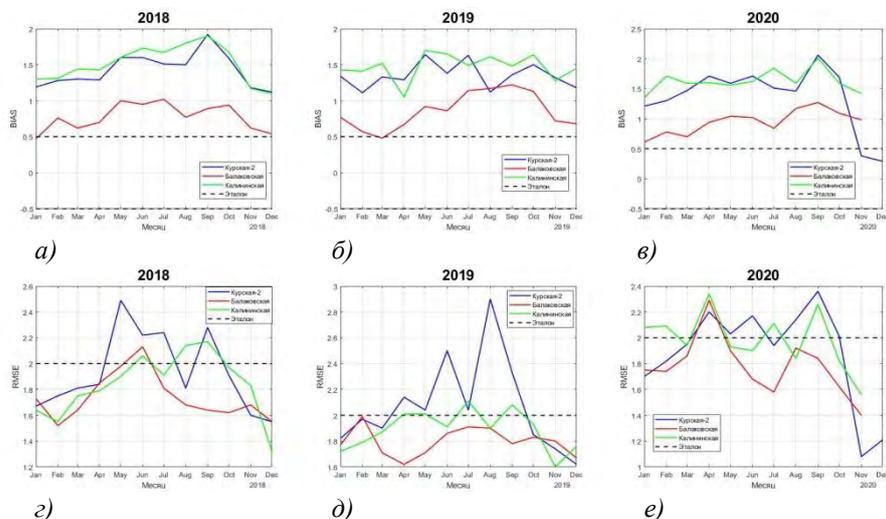


Рис. 1. Годовой ход среднемесячной ошибки отклонения (а-в) и RMSE (г-е) для скорости приземного ветра по годам

На рис. 1 видно, что для Калининской АЭС среднемесячная систематическая ошибка моделирования превышала эталонные значения на протяжении всего периода моделирования. Для Курской АЭС среднемесячная систематическая ошибка моделирования была в пределах эталонных значений только 11.2018 и 12.2020, а для Балаковской АЭС только 01.2018 и 03.2019, в остальные же месяцы систематическая ошибка превышала эталонные значения. Для Курской АЭС среднемесячные значения ошибки RMSE превышали эталонные значения: 05.2018, 06.2018, 07.2018, 09.2018, 04.2019, 05.2019, 06.2019, 07.2019, 08.2019, 09.2019, 04.2020, 05.2020, 06.2020, 08.2020, 09.2020, 10.2020. Для Балаковской АЭС среднемесячные значения ошибки RMSE превышали эталонные значения: 06.2018 и 04.2020. Для Калининской АЭС среднемесячные значения ошибки RMSE превышали эталонные значения: 06.2018, 08.2018, 09.2018, 04.2019, 05.2019, 07.2019, 09.2019, 01.2020, 02.2020, 04.2020, 07.2020, 09.2020.

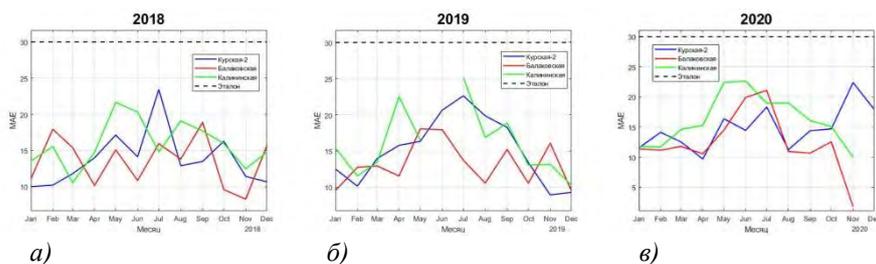


Рис. 2. Годовой ход среднемесячной абсолютной ошибки моделирования направления приземного ветра

На протяжении всего периода моделирования для всех площадок среднемесячная абсолютная ошибка моделирования направления ветра не превышала эталонные значения.

Заключение

По результатам проделанной работы можно судить о большой пространственно-временной неоднородности распределения ошибок моделирования рассматриваемых метеорологических величин. На основе полученных в ходе работы оценок были выявлены некоторые особенности воспроизведения метеорологических полей моделью WRF-ARW в рассматриваемых регионах:

1. Для всех рассматриваемых в работе площадок наблюдалось систематическое завышение рассчитанной скорости ветра у поверхности земли и занижение на высотах. Систематическая недооценка количества рассчитанных осадков наблюдалась только для района Калининской АЭС.
2. Прогноз скорости ветра для рассматриваемых площадок успешней в зимний период, чем в летний.
3. Скорость и направление ветра у поверхности земли, а также количество выпавших осадков модель лучше всего воспроизводит для района Балаковской АЭС.
4. Прогноз факта наличия осадков по модели почти всегда был безошибочен для всех 3-х площадок, в то время как прогноз отсутствия осадков был куда хуже, следовательно, велика доля ложных тревог, когда осадки прогнозировались, но не наблюдались. Связано это, скорее всего, с тем, что очень часто прогнозировались очень малые значения сумм осадков ~ 0.001 . На метеостанции же такие малые значения не могут быть зафиксированы. Это ведёт к завышению частоты ложных тревог, что в свою очередь приводит к занижению значения критерия надёжности Багрова-Хайдке.

Сопоставление рассчитанных величин скорости и направления ветра с желательными показателями качества метеорологических полей позволяет сделать вывод в целом о пригодности применения модели WRF-ARW для получения полей характеристик ветра. Слабым же местом модели является сильное завышение рассчитанной скорости ветра на протяжении всего года, а также большая среднеквадратическая ошибка скорости ветра в летний период. Для выявления причин возникновения с целью последующей минимизации ошибок моделирования необходимо проводить более комплексный анализ с выявлением синоптических особенностей, приводящих к тем или иным ошибкам моделирования, с оценкой влияния граничных условий на прогноз вблизи границ домена и т.д.

Литература

1. V. B. Morozov, A. E. Kiselev, A. A. Kiselev, K. S. Dolganov, D. Yu. Tomashchik & S. N. Krasnoperov (2020) Issues of Safety Assessment of New Russian NPP Projects in View of Current Requirements for the Probability of a Large Release, Nuclear Technology, DOI: 10.1080/00295450.2020.1767998
2. WRF-ARW: Modeling system overview. https://www2.mmm.ucar.edu/wrf/users/model_overview.html.
3. <https://mag.ncep.noaa.gov/>.
4. http://meteomaps.ru/meteostation_codes.html.
5. <https://dtcenter.org/>.
6. Final Report. Enhanced Meteorological Modeling and Performance Evaluation for Two Texas Ozone Episodes. The Texas Natural Resource Conservation Commission 12118 Park 35 Circle. Austin, Texas 78753.

Моделирование пыльной бури наблюдавшейся в Астрахани в мае 2021 г.

Бычкова В.И., н.с., к.ф.-м.н.

Научный руководитель: д.ф.-м.н. Рубинштейн К.Г.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (915) 0355998, эл. почта: er-riad@mail.ru

1. Введение

Возникновение сильных ветров в приземном слое атмосферы относится к разряду опасных метеорологических явлений. Высокая скорость воздушного потока при взаимодействии с подстилающей поверхностью может приводить к формированию особых явлений – пыльных, песчаных и снежных бурь. Создание и валидация метода расчета переноса пыли (песка) может быть очень важна для моделирования вторичного пылеподъема с загрязненных радиоактивными веществами территорий и модуля пылеподъема кода RELTRAN [2], предназначенного для моделирования процесса вторичного подъема с загрязненных поверхностей (например, задача выветривания с кромки Теченского каскада водоемов [3], задача оголения грунта при проведении работ [1]). При этих явлениях воздушный поток захватывает частицы пыли (песка, снега и пр.) с поверхности, что приводит к образованию взвешенной твердой фазы в воздухе. Сильные пыльные бури могут распространяться до высоты порядка сотней метров. Высоко поднятые с поверхности частицы песка могут переноситься воздушными течениями средней тропосферы на огромные расстояния, достигая других континентов. Для формирования и развития таких бурь необходимо наличие поверхности, содержащей мелкодисперсные частицы, поэтому горизонтальная протяженность районов, охваченных пыльными (песчаными) бурями, сильно зависит от ландшафта территории. В основном, пыльные (песчаные) бури характерны для аридных территорий. Максимальные горизонтальные масштабы (тысячи километров) это явление достигает в пустынях Африки. На территории России и СНГ пыльные бури встречаются в южных степях и пустынях, более редко в Поволжье, на Украине, Северном Кавказе, Дальнем Востоке. Северная граница пыльных бурь в основном совпадает с границей степной зоны. В этих районах пыльные бури наблюдаются в основном летом. В южных районах возникновение этого явления не сильно зависит от времени года. Развитые пыльные бури наносят существенный ущерб: могут приводить к разрушению растительного покрова, потере биоразнообразия, разрушению инженерных строений, затруднению полетов самолетов, ухудшению самочувствия людей и пр. Возникновение и развитие пыльных бурь не описывается в рамках мезомасштабных гидродинамических моделей. Описание подобных явлений требует создание и использование дополнительных модулей (параметризаций) включающих расчет подъема и переноса частиц в атмосфере. В данной работе описана попытка моделирования пыльной бури в Астрахани 2021 года и использованием гидродинамической модели WRF-ARW и модуля пылеподъема.

2. Описание экспериментов

Согласно [4] повторяемость пыльных бурь в Астраханской области составляет 6-10 дней в году. Пыльная буря, наблюдавшаяся в Астрахани 19 мая 2021 года отличалась большими пространственными масштабами. Опасное явление привело к разрушению зданий, повреждением железнодорожных конструкций, а также к травмам жителей региона. Большая скорость потока обусловлена прохождением холодного фронта. В качестве источника пыли выступила территория Калмыкии. Весной, в условиях недостаточности увлажнения, почва полностью не укрыта травяным покровом и, тем самым, является хорошим источником мелкодисперстных частиц.



Рис. 1. Пыльная буря, наблюдавшаяся в Астрахани 19 мая 2021 г [11].

Отрыв частиц с поверхности происходит при условии превышения воздушным потоком критической скорости. Величина критической скорости отрыва зависит от характеристик поверхности. Для определения критической скорости существует большое количество эмпирических формул [5,6,8]. В настоящей работе использована следующая формула для расчета критического значения скорости ветра на 10м (u_{th} , м/с) [9]:

$$u_{th} = A_b \sqrt{\frac{\rho_p - \rho}{\rho}} g d (a + b \ln h) \quad (1)$$

константы, найденные эмпирически заданы как $A_b = 6.5$, $a = 1.2$, $b = 0.2$, d - диаметр частиц (м); ρ_p - плотность частиц (кг/м^3); ρ - плотность воздуха (кг/м^3); g - ускорение свободного падения (м/с^2); h - относительная влажность почвы. Принимает значение 0.1 или 0.2 после осадков.

Тогда интенсивность выдувания с поверхности q [$\text{кг/м}^2\text{с}$] при пыльной буре можно определить как [6]:

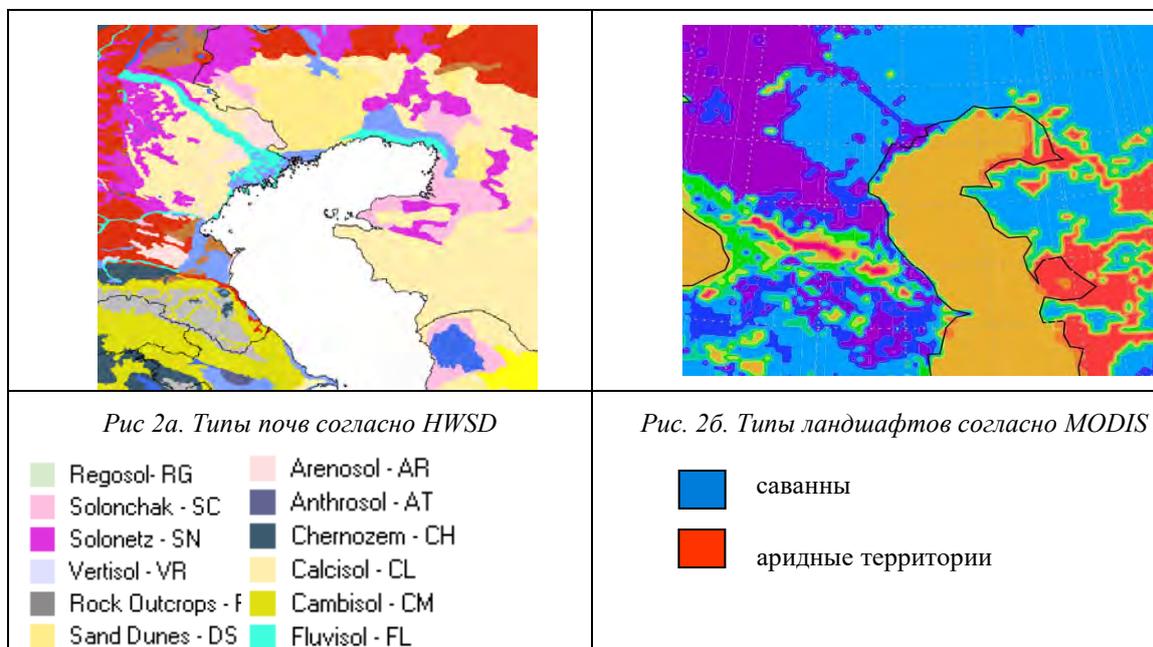
$$q = CSU^2(U - u_{th}) \quad (2)$$

C - параметр, равный 2,3 $\text{с}^2\text{гр/м}^5$;

S - доля содержания дисперсной фракции в почве; $S = 0,1$;

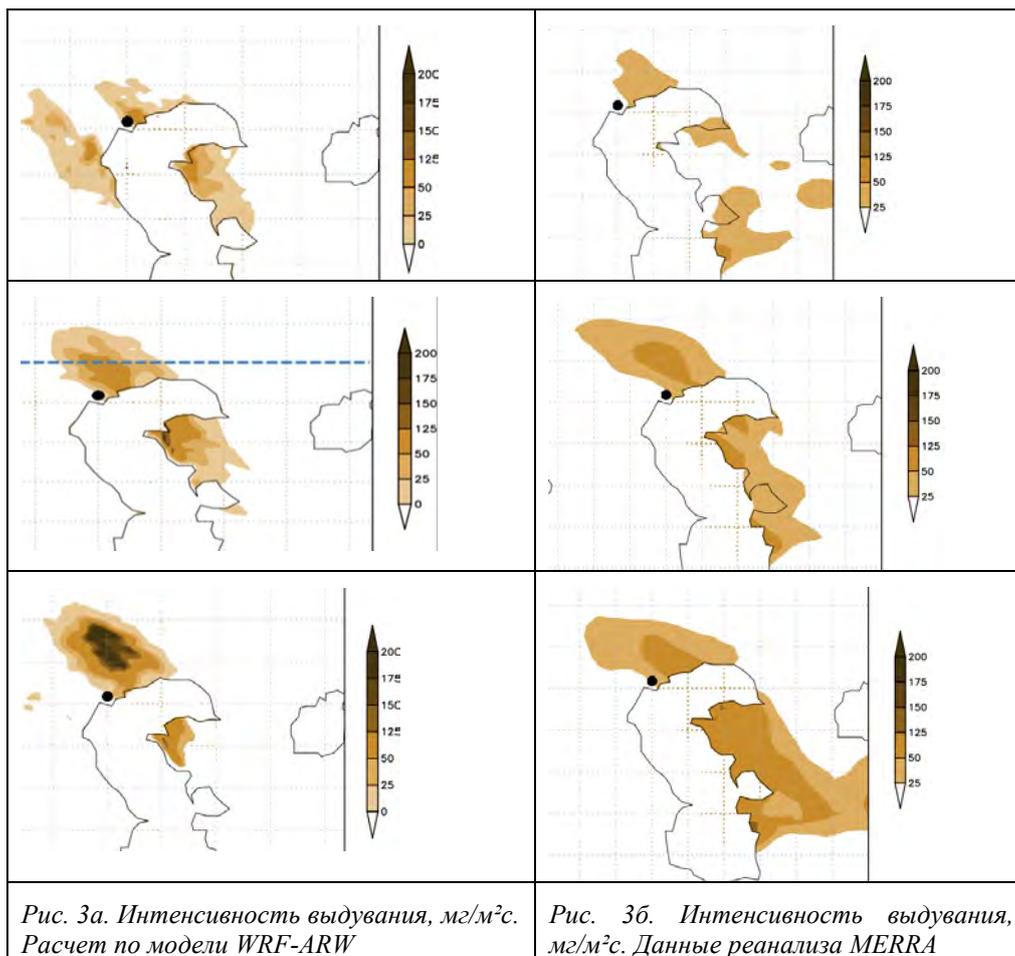
U - скорость ветра на 10м, м/с.

Приведенные методы расчета критической скорости ветра и интенсивности выдувания требуют знания характеристик поверхности и скорости ветра на 10 м. Информацию о типах почв можно получить из базы HWSD [4]. Почвы интересующего нас региона представлен, в основном, солончаками и аридными почвами. Для этих типов почв было рассчитано критическое значение скорости ветра: $u_{th}(\text{аридные}) = 7.9$, $u_{th}(\text{солончаки}) = 8.2$. Прогностические значения скорости ветра на 10 м были получены в ходе реализации численных экспериментов с моделью WRF-ARW. Расчетная область показана на рис. 2б. Были получены численные значения начиная с 18 мая на 72 часа.



3. Результаты и выводы

В качестве основного результата моделирования пыльной бури получены поля интенсивности выдувания для территории Астрахани. Дискретность получаемых полей – 1 час. Количество поднимаемого вещества с поверхности – сложноизмеряемый параметр. Для измерений количества взвешенных частиц в воздухе требуется проведение специальных сложных измерений. Подобные измерения не входят в стандартные метеорологические. В связи с острой нехваткой данных наблюдений возникает проблема оценки результатов расчета. Поэтому было принято решение использовать реанализ для качественной оценки получаемой интенсивности выдувания. Используются данные реанализа MERRA [7]. Результаты сравнения приведены на рис. 3.



Сравнение результатов моделирования с данными реанализа позволяет заключить, что поле интенсивности выдувания воспроизведено реалистично. По сравнению с данными MERRA значения интенсивности полученные по WRF-ARW с использованием формул [6] оказываются завышенными. В дальнейшей работе планируется проведения более детальных оценок моделирования. Создание и валидация метода расчета переноса пыли (песка) может быть очень важна для моделирования вторичного пылеподъема с загрязненных радиоактивными веществами территорий.

Литература

1. Арон Д. В. Радиоактивное загрязнение грунта на участке строительства Юго-Восточной хорды: оценка и прогноз состояния радиационной безопасности населения / Д. В. Арон, Е. А. Ильичев, В. П. Меркушов, И. И. Линге, Е. М. Мелихова, С. В. Панченко, А. М. Шведов, А. В. Шикин — (Препринт / Ин-т проблем безопас. развития атом. энергетики РАН, № ИБРАЕ-2020-01). — М.: ИБРАЭ РАН, 2020. — 44 с. — Библиогр.: 103 назв. — 120 экз. — ISBN 978-5-6041296-3-0
2. Бакин Р.И. и др. Концепция разработки расчётно-прогностического комплекса RELTRAN для анализа безопасности при выбросах радиоактивных веществ в атмосферу//Вопросы радиационной безопасности. – 2018. – №. 3. – С. 27-38
3. Мызникова О.Г., Панченко С.В., Уткин С.С. Оценка опасности ветрового выноса радиоактивных веществ с береговой линии промышленных водоёмов ПО «Маяк» //Вопросы радиационной безопасности. 2011. № 2, С. 56-66
4. Наставление по краткосрочным прогнозам общего пользования. Москва, ФГБУ Гидрометцентр России, 2019г.
5. Kok J.K., et al. The physics of wind-blown sand and dust, Rep. Prog. Phys. 75 106901, 2013.
6. Greeley R., Iversen J.D. Wind as a Geological Process on Earth, Mars, Venus, and Titan (Cambridge Univ. Press, New York), 1985.
7. Harmonized World Soil Database. F. Nachtergaele, H. Velthuizen, L. Verelst. Food and Agriculture Organization of the United Nations (FAO), International Institute for Applied Systems Analysis (IIASA)
8. Iversen J. D., White B.R., Saltation threshold on Earth, Mars and Venus Sedimentology. 29 111-9, 1982.
9. Ginoux P., Chin M., et al. Sources and distributions of dust aerosols simulated with the GOKART model. Journal of geophysical research, vol.106, No.D17, pp.255-273, 2001].
10. <https://gmao.gsfc.nasa.gov/reanalysis/MERRA/>
11. <https://www.gazeta.ru/social/photo/apocalypse-now-dust-storm-in-astrakhan.shtml>

Анализ и прогноз развития мировой атомной энергетики

Гайворонская М.С., аспирант 2 года, мнс ИНП РАН

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

Институт народнохозяйственного прогнозирования РАН

эл.почта: ms.gayvoronskaya@yandex.ru

Роль атомной энергетики в мире

Атомная энергетика занимает важное место в мировом производстве электроэнергии. По данным ВР, на нее приходится 10% совокупной выработки электроэнергии в 2020 г. Однако стоит отметить, что доля атомной генерации на протяжении последних 20 лет снижается – доля уменьшилась с 17% до 10%. Доля атомной энергетики в потреблении первичных энергоресурсов менее 5%. Пик атомной энергетики в мировом энергопотреблении пришелся на 1990-е гг., а в 2000-е г. ее влияние сокращалось. Совокупное производство атомной энергии за период 2000-2020 гг. выросло на 5% и составило 2 700 ТВт.ч в 2020 г.

Основными странами, которые производят существенные объемы атомной энергии, являются США, Франция и прочие европейские страны, Китай, Россия, Южная Корея, Канада, Япония и прочие страны.

На рис. 1 представлено производство электроэнергии перечисленными выше странами в 2000-2020 гг. Структура производства электроэнергии на атомных электростанциях (АЭС) по странам менялась на протяжении рассматриваемого времени. Доля Европы уменьшилась с 41% в 2000 г. до 31% в 2020 г., доля Японии уменьшилась с 12% до 2%. Доля США почти не изменилась и составила 31% в 2020 г.

Развитые страны пока не планируют строительство новых АЭС. Это в первую очередь связано с небезопасностью – катастрофическими последствиями после аварий, необходимостью захоронения и утилизации отходов. В Японии после аварии на АЭС Фукусима были остановлены все АЭС. Постепенно они будут возобновлять работу, однако стратегического решения о возможности замены старых вырабатывающих свой ресурс энергоблоков на новые еще не принято. Многие европейские страны, такие как Германия, Испания, Бельгия, приняли решение о постепенном закрытии всех АЭС.

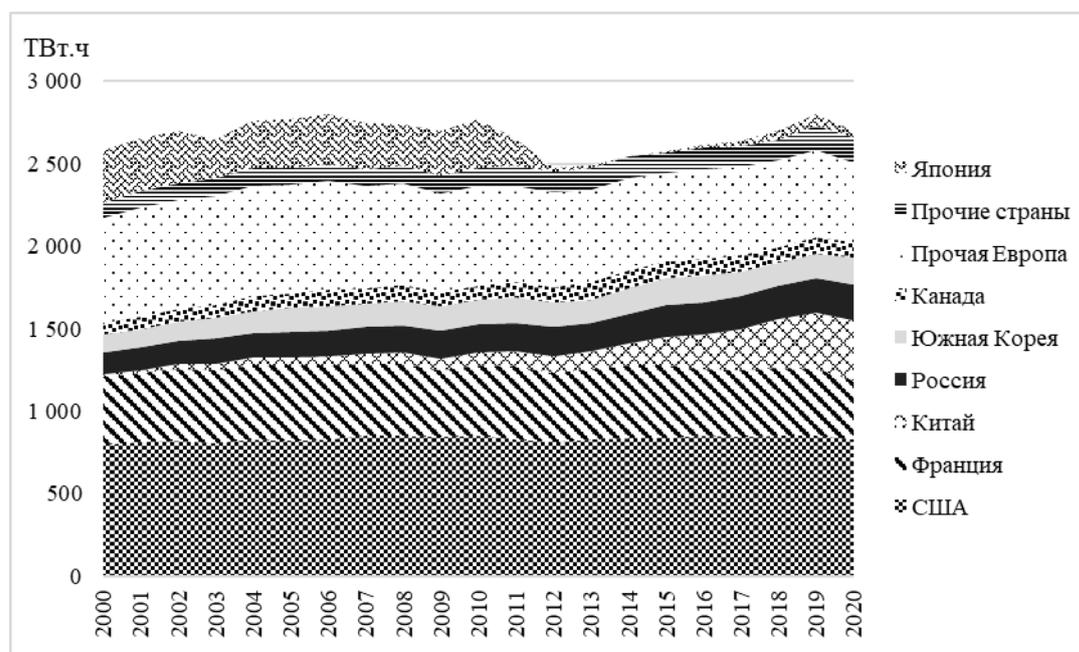


Рис.1. Производство электроэнергии на АЭС в 2000-2020 гг., ТВт.ч

Другие, в большей степени развивающиеся страны, увеличили свои доли в совокупных объемах выработки электроэнергии на АЭС. Доля Китая выросла с 1% до 14%, России – с 5% до 8%, Южной Кореи – с 4% до 6%, Канады – с 3% до 4%, прочих стран – с 4% до 5%. Совокупно на них приходится почти 40% мировой выработки электроэнергии на АЭС в 2020 г. Многие страны являются новыми участниками рынка атомной энергетики, производство в них будет увеличиваться, а их доли в мировой выработке электроэнергии расти.

Также стоит отметить, что далеко не все страны умеют строить АЭС. Основными странами, осуществляющими строительство АЭС в мире, являются Россия, Франция, Китай, США, Южная Корея.

Прогноз производства атомной энергии

Многие мировые компании и агентства имеют свои прогнозы развития мировой, в том числе атомной энергетики. По прогнозам ВР, доля атомной энергетики в потреблении первичных энергоресурсов почти не изменится и останется на уровне 4% к 2050 г. Совокупные объемы потребления также не снижаются. Однако если рассматривать ускоренный или безуглеродный сценарии, то доля атомной энергии в совокупном потреблении первичной энергии увеличится на 1,8-3,5 п.п.

По прогнозам МЭА, доля атомной энергии в потреблении первичных энергоресурсов в зависимости от сценариев либо останется на уровне 5% к 2040 г., либо вырастет до 9%. При этом вырастет не только доля атомной энергии в совокупном энергопотреблении, но и само потребление атомной энергии. Причем темпы роста атомной энергетики опережают темпы роста всей мировой энергетики.

Прогноз развития мировой атомной энергетики зависит от настроений и реальных планов стран. Некоторые страны, такие как Германия, Испания, Бельгия, Япония рассматривают АЭС небезопасными, что выступает социальным фактором при формировании решений о развитии атомной энергетики. Другие страны, такие как Финляндия, Китай, Южная Корея рассматривают строительство АЭС как возможность для создания условий надежного развития промышленности и сокращения выбросов CO₂, то есть на формирования стратегии развития атомной энергетики таких стран влияет экономический фактор.

В рамках исследования был построен прогноз с учетом заявленных вводов и выводов атомных энергоблоков. На рис. 2 представлены его результаты.

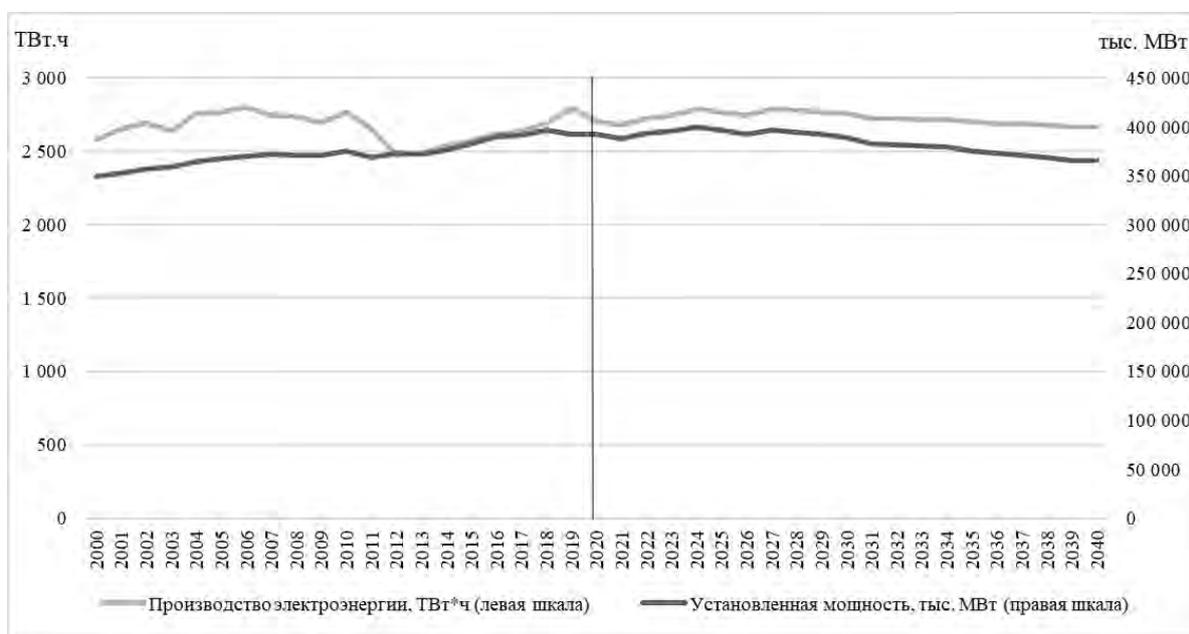


Рис.2. Прогноз производства электроэнергии и установленной мощности АЭС до 2040 г.

С учетом сроков и планов вводов и выводов АЭС прогнозируется стагнация производства электроэнергии. Планируются вводы реакторов в России, Бразилии, Великобритании, Словакии, Франции, Финляндии, Венгрии, Бангладеш, Индии, Турции, Украине, Пакистане, США, Египте, Китае.

Выводы АЭС ожидаются во Франции, Швеции, Швейцарии, Германии, США, Финляндии, Украине, Тайвани, Словакии, России, Нидерландах, Мексике, Великобритании, Бельгии, Армении, Испании.

Совокупные объемы атомной генерации стагнируют, в 2040 г. объемы производства электроэнергии на АЭС почти не изменяются по сравнению с 2020 г. Совокупная установленная мощность снижается на 7%.

Особенности развития и функционирования атомной энергетики.

Выводы

Атомная энергетика является важной частью мировой энергетики, однако ее доля в мировом энергобалансе сокращается. По имеющимся планам и стратегиям в развитых странах с имеющейся атомной энергетикой прогнозируется сокращение выработки электроэнергии на АЭС с постепенным закрытием вырабатывающих свои ресурсы энергоблоков. Развивающиеся страны, такие как Индия и Китай, будут наращивать производство электроэнергии на АЭС с целями удовлетворения растущего спроса на электроэнергию и декарбонизации экономики и энергетики. Кроме того, есть новые страны, где АЭС еще нет, или они находятся на стадии проектирования. В таких странах проекты наиболее рискованные и сложные для реализации, однако в долгосрочной перспективе эти страны могут занять существенную долю рынка атомной энергетики.

С одной стороны, проекты атомной энергетики для большинства, особенно новых стран, где еще нет АЭС, могут быть довольно дорогостоящими с длительным инвестиционным циклом и высокими рисками реализации. С другой стороны, АЭС обеспечивают потенциально низкую себестоимость электроэнергии и возможность решения задачи сокращения выбросов CO₂. Кроме того, строительство АЭС требует высокий уровень компетенций. Поэтому предполагается, что строительство новых АЭС и развитие мирового рынка атомной энергетики будет сосредоточено в развивающихся странах и в странах, где присутствует государственное принятие решений. Однако также стоит отметить, что с учетом включения Евросоюзом атомной и газовой генерации в «зеленую таксономию ЕС» и с учетом высоких цен на газ развитие атомной энергетики может возобновиться и в развитых странах.

Литература

1. International Energy Agency (2019) World Energy Outlook 2019 // IEA, Paris, 2019
2. Nuclear power reactors in the world. 2021 edition // International atomic energy agency, Vienna, 2021
3. BP Energy Outlook 2022. URL: <https://www.bp.com/content/dam/bp/business-sites/en/global/corporate/pdfs/energy-economics/energy-outlook/bp-energy-outlook-2022.pdf> (Просмотрено: 20.02.2022)
4. BP Statistical review of world energy 2021. URL: <https://www.bp.com/content/dam/bp/business-sites/en/global/corporate/pdfs/energy-economics/statistical-review/bp-stats-review-2021-full-report.pdf> (Просмотрено: 10.03.2022)
5. Семикашев В.В. Атомная энергетика: пик пройден или есть возможности роста? // ЭП. 2020. №11 (153). URL: <https://cyberleninka.ru/article/n/atomnaya-energetika-pik-proyden-ili-est-vozmozhnosti-rosta> (дата обращения: 15.03.2022).

Корпоративная социальная ответственность как фактор обеспечения экономической безопасности промышленности

Галоян Н.А инженер-исследователь ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.э.н. МИФИ Норкина А.Н.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-28, эл. почта: galoyan@ibrae.ac.ru

1. Введение

Появление современных тенденций, затронувших практически все сферы деятельности, привело к кардинальным переменам в системе ценностей человека и его деятельности. Глобальный экологический кризис стал ключевой причиной пересмотра приоритетов в пользу решения экологических проблем. Атомная промышленность является сферой, вокруг которой сложилось множество стереотипов, однако для объективной оценки реальности необходимо провести анализ фактического положения дел на предприятиях и в отрасли в целом [1].

В данной статье рассмотрены особенности социально-ориентированной деятельности и вклад атомной промышленности в обеспечение безопасности. В качестве одного из инструментов устойчивого и «экологичного» развития бизнеса рассмотрена политика корпоративной социальной ответственности (КСО), которая на сегодняшний день в России находится на этапе активного развития и внедрения в менеджмент организаций. Целью данной статьи является определение влияния КСО на благосостояние и безопасность организации, а также оценка эффективности внедрения инициатив КСО на предприятиях атомной индустрии.

2. Роль КСО в обеспечении безопасности

Сегодня в эпоху глобальных мировых трансформаций особого внимания заслуживает вопрос следования принципам социальной ответственности. Основным гарантом разрешения социальных вопросов выступает государство, однако, существует ряд задач, требующих неотложного и своевременного решения, например, на отраслевом уровне или на уровне локального бизнеса.

Все более широкое распространение среди бизнес-партнерств приобретает политика устойчивого развития, которая направлена на локальное решение социально-экономических проблем [2]. Инициатива КСО стала набирать популярность, начиная с 2000 г., когда по международной инициативе был создан Глобальный договор ООН (ГД ООН), нацеленный на объединение бизнеса стран, присоединившихся к договору, в борьбе с экологическими задачами и продвижении миссии устойчивого развития [2]. Основная миссия КСО заключается в том, чтобы каждый субъект хозяйствующий деятельности взял на себя ответственность перед обществом за пользование предоставленными благами (ресурсами). Определение КСО приведено в международном стандарте ISO 26000, в разработке которого участвовали около 500 экспертов из разных стран.

В России КСО только начало приобретать популярность и в первую очередь среди ведущих отраслевых компаний. В то время как в Европе данная инициатива актуальна уже достаточно давно и имеет признанный успех, так как позволяет бизнесу формировать положительный Goodwill, тем самым располагая к себе доверие общества, инвесторов, заказчиков и других заинтересованных лиц [3].

В условиях современной реальности с учетом нестабильной динамики развития международных и экономических отношений все более актуальным становится вопрос обеспечения безопасности. Термин «безопасность» в данном случае необходимо понимать в наиболее широком его смысле. Обеспечение безопасности необходимо осуществлять на трех уровнях: безопасность личности, общества и государства. Это условие заложено и в основе Стратегии национальной безопасности РФ, в которую входит шесть основных направлений (рис. 1) [4].



Рис 1. – Составляющие национальной безопасности

Все эти элементы представляют собой неразрывную и взаимосвязанную систему, логичное функционирование которой возможно исключительно в совокупности.

Одной из важнейших составляющих национальной безопасности является обеспечение экономической безопасности, которая также может осуществляться на трех уровнях. Экономическая стабильность является одним из ключевых условий устойчивого развития организации. Корпоративная социальная ответственность позволяет проводить реализацию социально-ориентированной деятельности, гарантируя при этом её информационную доступность. Для обеспечения прозрачности деятельности, организации формируют публичную нефинансовую отчетность, составление которой не несет обязательного характера, также, как и приверженность принципам КСО. Однако, в целях соблюдения единой идеологии формирования отчетов, международными экспертами разработаны правила и рекомендации GRI (Global Reporting Initiative), где представлено руководство по отражению ключевой информации [5]. Таким образом, КСО активно используется в качестве одного из инструментов обеспечения экономической безопасности.

3. КСО в атомной промышленности

Производство энергии является фактором обеспечения энергонеуязвимости государства, а также неотъемлемой частью формирования и развития экономики. К примеру, NEA (Nuclear Energy Agency) отмечает, что для предприятий атомной промышленности ключевой миссией КСО является сбалансированное решение вопросов обеспечения социальной, экологической и экономической безопасности [6].

Для предприятий атомной промышленности при внедрении инициатив КСО в политику организации важнее всего уделить внимание вопросам регулирования данной области. Стандарты КСО, должны строго регулироваться как на национальном, так и на международном уровнях. В данном вопросе, следует подчеркнуть ключевую роль международных институтов и необходимость соблюдения стандартов МАГАТЭ. При этом, в зависимости от специфики организации эти требования могут быть дополнены [7].

Российская государственная компания по атомной энергии «Росатом» является крупнейшим многопрофильным холдингом, объединяющим более 300 предприятий, обеспечивающих функционирование всей технологической цепочки, начиная от добычи урана до производства ядерного оружия. Несмотря на то, что Росатом уже давно является флагманским примером в отрасли, внедрившим в свою деятельность политику устойчивого развития, официально к ГД ООН Корпорация присоединилась в октябре 2020 года и следует 10-и принципам Договора. Достижение целей и принципов устойчивого развития осуществляется путем обеспечения в первую очередь устойчивости внутренних процессов в части сбережения экологии.



Рис 2. – Ключевые ЦУР деятельности ГК «Росатом»

В основу КСО в совокупности заложены 17 целей в области устойчивого развития (ЦУР), и деятельность ГК «Росатом» имеет влияние практически на все ЦУР. Однако, с учетом специфики отрасли особо можно было бы выделить 6 основных (рис. 2) [3].

4. Вклад атомной промышленности в обеспечение безопасности

Атомная промышленность неразрывно связана с элементами системы обеспечения национальной безопасности и имеет свой незаменимый вклад в неё. Ввиду специфики отрасли, вопрос обеспечения безопасности является её неотъемлемой частью.

В первую очередь следует отметить вклад Росатома в обеспечение энергетической безопасности: по Международной шкале оценки ядерных событий INES (International Nuclear Events Scale) за последние 20 лет в России не зафиксировано нарушений безопасности. Концерн «Росэнергоатом», входящий в Электроэнергетический дивизион Госкорпорации «Росатом», к концу 2021 г. подтвердил статус крупнейшей энергогенерирующей компании России, выработав рекордное количество энергии – 222,436 млрд кВт.часов [8]. Это число на 103,1% превысило значение аналогичного показателя за 2021 г. Кроме того, отрасль имеет существенный вклад в экспортную составляющую экономической безопасности. На текущий момент Росатом является первенствующей по сооружению ядерных энергоблоков за пределами России. По состоянию на начало 2022 г. Росатом продолжает строительство 36 энергоблоков в Китае, Индии, Турции, Беларуси, Венгрии, Египте, Бангладеше, Финляндии [9]. После завершения строительства и ввода объекта в эксплуатацию, Россия продолжает осуществлять сопровождение его эксплуатации в ходе всего жизненного цикла. Вместе с тем, экспорт ядерного топлива, который осуществляется предприятиями топливной компании ТВЭЛ, входящей в контур Росатома, занимает около 16% мирового рынка. Наряду с этим, Росатом также обеспечивает транспортную безопасность и практически круглогодичную доступность на Северном морском пути (СМП) при помощи создания единственного в мире атомного ледокольного флота. Не так давно, Росатом начал уделять особое внимание развитию ядерной медицины, тем самым внося вклад в обеспечение и медицинской безопасности. Корпорация продолжает осуществлять создание центров ядерной медицины в России [10].

Глобальный экономический кризис обострил внимание человечества на экологических проблемах. Атомная энергетика является одним из низкоуглеродных источников энергии, что позволяет ей считаться «зеленой». Эта особенность позволяет вносить существенный вклад в обеспечение экологической безопасности. Кроме того, в отрасли уже более 20-ти лет в рамках реализации федеральных целевых программ решаются накопленные проблемы «ядерного наследия». Ключевыми задачами текущей федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016—2020 годы и на период до 2030 года» являются обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами, вывод из эксплуатации опасных объектов и реабилитации загрязненных территорий. Значительный прогресс в развитии атомной промышленности предписывает необходимость в современных и безопасных технологических решениях. Одним из ярких примеров обеспечения научно-технологической безопасности может служить проект «Прорыв». Еще одним направлением деятельности ГК «Росатом» является развитие цифровизации и обеспечения информационной безопасности [10].

Помимо всего прочего, Росатом продолжает нести ответственность за выполнение ряда мероприятий в рамках национальных проектов, что в очередной раз подтверждает существенную роль Корпорации в достижении национальных целей. К примеру, в рамках национального проекта «Экология» принимает участие в реализации Федеральных проектов сразу по трем направлениям, одно из которых нацелено на создание инфраструктуры для обращения с отходами I-II классов опасности. Эта задача неразрывно связана с исполнением национального проекта «Цифровая экономика», где наибольший интерес вызывает направление «IT-инфраструктура», основной миссией которой является - создание конкурентоспособной, устойчивой и безопасной инфраструктуры высокоскоростной передачи, обработки и хранения данных, доступной для граждан, бизнеса и органов власти [11]. Помимо этого, в составе национальной программы разработан комплексный план модернизации и расширения магистральной инфраструктуры, в которой предусмотрены глобальные изменения. В ходе реализации предполагается внедрение и применение передовых цифровых технологий. А в частности, в ходе осуществления цифровизации инфраструктуры планируется использование технологии информационного моделирования (Building Information Modeling) (далее - BIM). Помимо этого,

отмечается, что основными сквозными технологиями работы с данными в транспортном комплексе, планируемым к применению в рамках реализации транспортной части плана будут являться технологии самоисполняемых кодов выполнения обязательств ("смарт"-контракты), обработка больших данных ("Big data"), технологии ведения распределенных реестров учета и удостоверения прав (blockchain) и многие другие [12].

5. Заключение

Подводя итоги, стоит еще раз подчеркнуть значимую роль атомной промышленности в достижении национальных целей и в обеспечении экономической безопасности. Одним из эффективных инструментов является внедрение политики КСО в деятельность организации, что позволяет повысить репутационный рейтинг Корпорации в России и на международной арене, привлекая больше инвестиций в отрасль. Тем самым КСО является одним из надежных элементов обеспечения экономической безопасности организации и промышленности в целом. Однако, международные стандарты КСО устанавливают общие принципы и рекомендации по осуществлению деятельности и составлению нефинансовой отчетности по устойчивому развитию, что затрудняет процедуру анализа и абсолютной оценки влияния КСО на показатели экономической безопасности. Экспертами было отмечено, что корреляция между этими показателями однозначно существует, однако недостаточно сведений для ее точной оценки. В связи с этим, было бы актуально разработать систему показателей устойчивого развития, которая позволила бы рассчитать влияние политики КСО на благосостояние организации и уровень её экономической безопасности.

Литература

1. Галоян Н. А. и др. Оценка экологических затрат, как механизм обеспечения экономической безопасности (на примере атомной промышленности) // Проблемы экономики и юридической практики. – 2021. – Т. 17. – №. 1. – С. 69-74.
2. 10 принципов Глобального договора ООН. [Электронный ресурс]. Режим доступа – URL: <http://www.globalcompact.ru/about/ten-principles/> (Дата обращения 07.01.2022).
3. Отчет корпоративной социальной ответственности (по устойчивому развитию) Госкорпорации «Росатом». [Электронный ресурс]. Режим доступа – URL: <https://report.rosatom.ru/1914.html> (Дата обращения: 08.02.2022)
4. Стратегия национальной безопасности Российской Федерации до 2020 года / Утв. Указом Президента РФ от 12 мая 2009 г. № 537 // Совет Безопасности РФ.
5. Initiative G. R. Global reporting initiative //Online at: <https://www.globalreporting.org/Pages/default.aspx> [20 Dec 2012]. – 2012.
6. Государственная стратегия экономической безопасности Российской Федерации (Основные положения) одобрена Указом Президента РФ от 29 апреля 1996 г. № 608.
7. Официальный сайт МАГАТЭ. Международное агентство по атомной энергии. [Электронный ресурс]. Режим доступа – URL: <https://www.iaea.org/ru>
8. Каплиенко А. В., Габараев Б. А. Российская атомная промышленность и приоритеты обеспечения национальной безопасности //Научно-аналитический журнал Обозреватель-Observer. – 2020. – №. 7. – С. 105-118.
9. Официальный сайт государственной корпорации по атомной энергии «Росатом». [Электронный ресурс]. Режим доступа – URL: <https://www.rosatom.ru/>
10. Редчикова Н. А. Корпоративная социальная ответственность и публичная отчетность организаций атомной отрасли //Международный научно-исследовательский журнал. – 2013. – №. 8-3 (15).
11. Официальный сайт национального проекта «Цифровая экономика Российской Федерации». [Электронный ресурс]. Режим доступа – URL: <https://digital.ac.gov.ru/about/> (дата обращения: 10.02.2022)
12. Melkonyan, S. E., Galoyan, N. A., Norkina, A. N., & Leonov, P. Y. (2021). Development of a trade model based on distributed ledger technology for the EAEU. *Procedia Computer Science*, 190, 571-581.

Исследование возможности уменьшения радиоактивного выброса через БРУ-А при тяжёлой аварии на АЭС с ВВЭР

Гембицкий Н.Д.^{1,2}, Долганов К.С.¹

Научный руководитель: к.т.н. Долганов К.С.

¹Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

²Московский физико-технический институт

тел.: (925) 534-80-55, эл. почта: gembitsky@ibrae.ac.ru

1. Введение

Моделирование протекания аварий на АЭС с реакторами ВВЭР-1000, связанных с полным обесточиванием энергоблока, является актуальной задачей. В 2011 году подобная авария произошла на АЭС «Фукусима-1» [1].

В данной работе рассматривается сценарий аварии, в качестве исходных событий для которой принимаются полное обесточивание станции и отказ быстродействующих редуцирующих установок со сбросом в атмосферу (БРУ-А) [2] на закрытие после их открытия. Действия оператора не учитываются. Такой сценарий опасен потенциальным массовым разрывом трубок парогенератора (ПГ) при высоком давлении в первом контуре в связи со снижением прочностных свойств трубок при их нагреве и последующим байпасированием продуктами деления (ПД) защитной оболочки, что было показано в работе [3].

Применительно к этому сценарию целесообразно рассмотреть способы снижения выброса продуктов деления в атмосферу через БРУ-А.

В данной работе предлагается конструктивное изменение паросбросных устройств второго контура, состоящее в добавлении трубопровода, соединенного с выходом БРУ-А и ведущего с крыши машинного отделения к поверхности земли за пределами здания станции. Предполагается, что это позволит увеличить осаждение продуктов деления до выхода в атмосферу, при этом уменьшив высоту источника парогазовой смеси над поверхностью земли.

Потенциальная эффективность предлагаемого решения основана на физике процессов осаждения. Осаждение продуктов деления из потока парогазовой среды с учетом различных его механизмов можно разделить на гравитационное, диффузионное, инерционное, а также отвечающее диффузиофорезу и термофорезу. Гравитационный механизм может сыграть роль в добавленном трубопроводе с учетом длины его горизонтальных участков, где продукты деления будут выводиться из потока на нижнюю стенку. Предполагается, что существенный вклад должны вносить термофорез и диффузиофорез, обусловленные разностью между температурой выходящей из БРУ-А парогазовой смеси и температурой стенок трубопровода, находящегося во внешней атмосфере. Так, термофорез связан с возникновением потока газа в направлении более низких температур, то есть к стенкам. В основе диффузиофореза лежит возникновение потока в направлении более низкой концентрации, которая должна наблюдаться у стенок в связи с конденсацией на них пара из смеси. Продукты деления в указанных случаях уносятся из смеси в сторону стенок. Стоит также упомянуть, что снижение температуры смеси может привести к конденсации воды в потоке и образованию капель, что в дальнейшем будет приводить к дополнительному выведению ПД из потока в составе осаждающихся на стенки капель. Еще один механизм, участвующий в осаждении ПД или капель воды с ними – инерционный. Его вклад может наблюдаться в изгибах трубопровода, где под действием инерционных сил частицы отклоняются от линий тока и двигаются в сторону стенок.

Для оценки эффективности предлагаемого решения в данной работе анализируются результаты численного моделирования аварии при помощи интегральной программы для ЭВМ СОКРАТ. Модели осаждения продуктов деления в ней валидированы на представительных экспериментах.

2. Результаты моделирования

Для численного моделирования развития аварии в базовом варианте с отсутствием и в альтернативном варианте с наличием дополнительного сбросного трубопровода на выхлопе БРУ-А применялся интегральный тяжелоаварийный код СОКРАТ [4]. По результатам расчетов обоих вариантов была произведена сравнительная оценка масс и активностей соединений продуктов деления, вышедших в атмосферу (окружающую среду), а также оценка масс соединений, осажденных по длине добавленного к БРУ-А сбросного трубопровода в различных его частях.

Считалось, что сбросной трубопровод длиной 80 м имеет один вертикальный участок и два горизонтальных – над крышей машинного зала и над поверхностью земли.

На графиках (рис. 1, рис. 2) представлены временные зависимости выброса в атмосферу активности для различных продуктов деления. Добавление трубопровода позволяет снизить скорость выброса активности некоторых ПД в первые 5000 с после разрыва трубок ПГ, происходящего спустя 13000 с после начала аварии, до двух порядков. При этом к концу расчета суммарный выход активности цезия и йода снижается примерно на 80%.

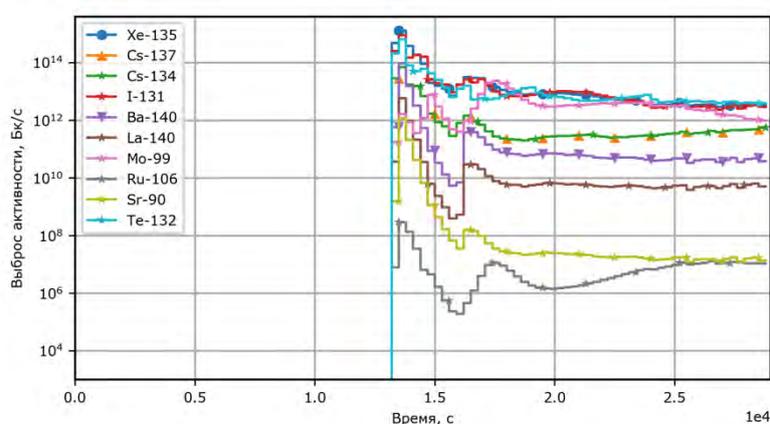


Рис 1. Зависимость скорости радиоактивного выброса различных ПД от времени при отсутствии сбросного трубопровода от БРУ-А

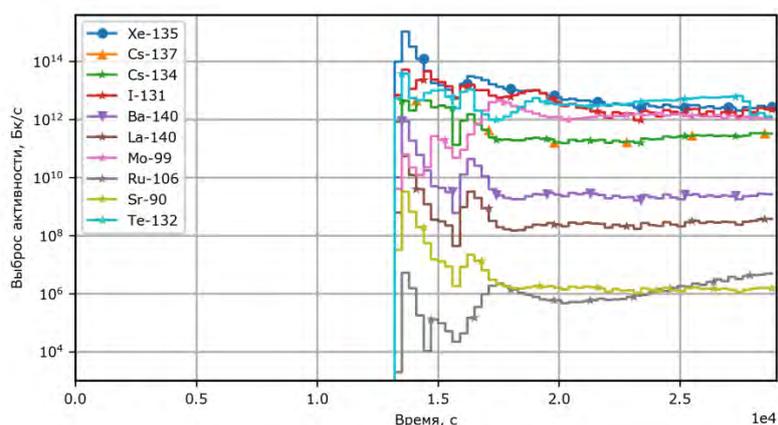


Рис 2. Зависимость скорости радиоактивного выброса различных ПД от времени при наличии сбросного трубопровода от БРУ-А

Пример профиля осаждения в сбросном трубопроводе для CsOH – соединения с наибольшей массой среди прочих соединений ПД, вышедших в первый контур РУ, – приведен на рис. 3. Трубопровод имеет два изгиба (на расстоянии ~10 м и ~30 м от БРУ-А), именно им соответствуют пики осаждения массы ПД.

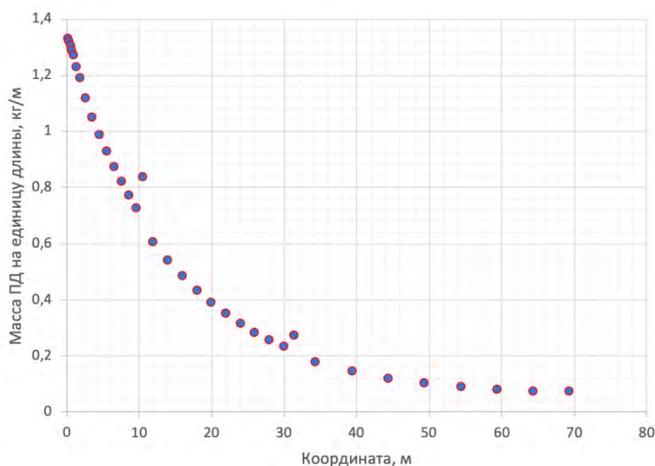


Рис 3. Зависимость осажденной массы CsOH на единицу длины от координаты по длине сбросного трубопровода от БРУ-А

В таблице 1 представлены данные для трех соединений цезия и йода, осаждение которых в трубопроводе рассматривалось по результатам расчета. В варианте с наличием трубопровода в нем осаждается ~ 50% от массы, осевшей на всех поверхностях в РУ. Также подтверждается снижение выброса соединений цезия и йода на ~ 80%.

Важно отметить, что добавление сбросного трубопровода вызвало также уменьшение массы соединений ПД, выходящих из топлива. Это может быть связано с изменением условий теплоотвода от первого контура к котловой воде ПГ после отказа БРУ-А, вследствие уменьшения расхода пара в атмосферу. Второй причиной может быть изменение расхода парогазовой смеси, истекающей через разрыв теплообменных труб ПГ во второй контур. Влияние расхода парогазовой смеси из первого во второй контур на течение аварии было показано в работе [3] при варьировании числа разорванных трубок, в данной же работе уменьшение расхода связано с добавлением сбросного трубопровода.

Таблица 1. Массы соединений ПД в различных состояниях

Соединение ПД	Образовавшаяся в системе масса, кг		Осажденная на поверхностях системы масса, кг		Осажденная в трубопроводе масса, кг	Вышедшая из системы масса, кг	
	Без сбросного трубопровода	Со сбросным трубопроводом	Без сбросного трубопровода	Со сбросным трубопроводом		Без сбросного трубопровода	Со сбросным трубопроводом
CsOH	65,3	55	34,3	43,2	23,9	30,7	7,5
CsI	15,7	13,7	8,5	11,5	6,2	7,1	1,3
Cs ₂ MoO ₄	0,4	0,25	0,25	0,22	0,11	0,15	0,02

3. Выводы

В ходе работы показана принципиальная возможность уменьшения радиоактивного выброса в атмосферу соединений Cs и I в сценарии тяжелой аварии с полным обесточиванием энергоблока и отказом БРУ-А, с помощью добавления сбросного трубопровода от БРУ-А к поверхности земли. Показано снижение выброса массы соединений и активности цезия и йода до 80%.

Дальнейшее развитие работы направлено на исследование способов дополнительного осаждения ПД и снижения радиоактивного выброса в атмосферу при помощи барботажа выбрасываемой парогазовой смеси в водном бассейне.

Литература

1. The Fukushima Daiichi Accident: Report by the Director General. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2015
2. Андрушечко С.А., Афров А.М., Васильев Б.Ю., Генералов В.Н., Косоуров К.Б., Семченков Ю.М., Украинцев В.Ф. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта. – М.: Логос, 2010. – 604 с.
3. Н.Д. Гембицкий, К.С. Долганов, Расчётный анализ неопределённости последствий тяжёлой аварии с полным обесточиванием АЭС с ВВЭР-1000 // 64-я Всероссийская научная конференция МФТИ (Москва, 29 ноября – 3 декабря 2021 г.)
4. 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 341, 2019, pp. 326 – 345.

Моделирование фильтрации и переноса по трещинам с меняющимся раскрытием

Григорьев Ф.В., м.н.с. ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.ф.-м.н. Капырин И.В.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: grig-fedor@ibrae.ac.ru

1. Введение

В процессе переноса растворенных веществ в трещиновато-пористой среде раскрытие трещин может значительно изменяться. Уменьшение раскрытия (вплоть до полного залечивания трещин) происходит вследствие выпадения осадка на стенках трещин. Напротив, раскрытие увеличивается при растворении материала пористой матрицы, прилегающей к трещинам. Как следствие этих процессов, согласно т.н. «кубическому» закону [1], изменяется проводимость трещин, а значит и вся картина течения в среде. Таким образом, модель течения и переноса в трещиновато-пористой среде должна учитывать изменение раскрытия трещины. Это актуально, например, при расчете миграции радионуклидов в растрескавшемся бетонном инженерном барьере безопасности захоронения радиоактивных отходов.

В ИБРАЭ РАН разрабатывается программный комплекс трехмерного гидрогеологического моделирования GeRa, предназначенный для эффективного решения задач геофильтрации и геомиграции загрязнений в подземных водах. Ранее в данном расчетном коде была реализована модель по трещинам с учетом обмена с пористой средой [2]. Целью настоящей работы является усовершенствование этой модели за счет сопряжения с моделью переноса с учетом переменного раскрытия трещин. Строится и анализируется соответствующая математическая и численная модель. Демонстрируется эффект учета переменного раскрытия трещины на тестовой задаче.

2. Математическая и численная модели

Математическая модель течения в трещиновато-пористой среде, использованная в GeRa, была представлена в [2]. Скорость течения в трещине, определяется законом, аналогичным закону Дарси:

$$\vec{V} = -K_{fr} \nabla' h. \quad (1)$$

K_{fr} – трещинный коэффициент фильтрации, в простейшем случае ламинарного течения между двумя пластинами определяемая формулой:

$$K_{fr} = \frac{\rho g}{\mu} \frac{b^2}{12} = Ab^2, \quad (2)$$

где ρ – плотность жидкости, μ – динамическая вязкость жидкости, b – раскрытие трещины. В случае реальной трещины коэффициент A может быть на порядок меньше, но вид зависимости от раскрытия сохраняется.

Уравнение фильтрации для течения жидкости по трещине выглядит так:

$$\frac{\partial}{\partial t}(b\rho) = -\nabla'(b\rho\vec{V}) - \rho(q^+ + q^-) \quad (3)$$

Здесь q^\pm – скорости просачивания через стенки трещины по обе стороны от нее:

$$q^\pm = -K(\nabla h)^\pm \vec{n}^\pm \quad (4)$$

Здесь K – коэффициент фильтрации пористой матрицы, \vec{n}^\pm – нормали к поверхности трещины по обе стороны от нее.

Если в (3) пренебречь зависимостью плотности от напора (приближение несжимаемой жидкости, принятое и в модели фильтрации в пористой среде в GeRa), но не пренебрегать зависимостью величин от концентрации примеси, то производную по времени можно расписать следующим образом:

$$\begin{aligned}\frac{\partial}{\partial t}(b\rho) &= \rho \frac{\partial b}{\partial t} + b \frac{\partial \rho}{\partial t} = \rho \left(\frac{\partial b}{\partial h} \frac{\partial h}{\partial t} + \frac{\partial b}{\partial C} \frac{\partial C}{\partial t} \right) + b \frac{\partial \rho}{\partial C} \frac{\partial C}{\partial t} = \\ &= \rho S_{fr} \frac{\partial h}{\partial t} + \left(\rho \frac{\partial b}{\partial C} + b \frac{\partial \rho}{\partial C} \right) \frac{\partial C}{\partial t}.\end{aligned}\quad (5)$$

Уравнение переноса примеси по трещинам:

$$\frac{\partial}{\partial t}(bC + K_A C) + \Lambda(bC + K_A C) + \nabla'(b\vec{V}C) = -(Q^+ + Q^-).\quad (6)$$

Здесь Λ – константа распада, Q^\pm – потоки массообмена с пористой средой:

$$Q^\pm = q^\pm C - \frac{D}{\varphi R} (\nabla C)^\pm \vec{n}^\pm\quad (7)$$

Здесь D – эффективный коэффициент матричной диффузии, φ – пористость матрицы, R – коэффициент сорбционной задержки матрицы.

Также в уравнении (6) подразумеваем, что масса сорбированного вещества на единицу площади поверхности трещины определяется равновесным соотношением:

$$C_{sorb} = K_A C,\quad (8)$$

где K_A – коэффициент сорбционного распределения на поверхности трещины, имеющий размерность длины. Если в производной по времени в (6) учесть изменение раскрытия трещины, то получим:

$$\begin{aligned}\frac{\partial}{\partial t}(bC + K_A C) &= C \frac{\partial b}{\partial t} + (b + K_A) \frac{\partial C}{\partial t} = C_i \left(\frac{\partial b}{\partial h} \frac{\partial h}{\partial t} + \frac{\partial b}{\partial C} \frac{\partial C}{\partial t} \right) + (b + K_A) \frac{\partial C}{\partial t} = \\ &= CS_{fr} \frac{\partial h}{\partial t} + \left(C \frac{\partial b}{\partial C} + b + K_A \right) \frac{\partial C}{\partial t}.\end{aligned}\quad (9)$$

С учетом выкладок (5) и (9) совместная система уравнений (3) и (6) будет выглядеть так:

$$\begin{cases} \rho S_{fr} \frac{\partial h}{\partial t} + \left(\rho \frac{\partial b}{\partial C} + b \frac{\partial \rho}{\partial C} \right) \frac{\partial C}{\partial t} = -\nabla'(b\rho\vec{V}) - \rho(q^+ + q^-), \\ CS_{fr} \frac{\partial h}{\partial t} + \left(C \frac{\partial b}{\partial C} + b + K_A \right) \frac{\partial C}{\partial t} = -\Lambda(bC + K_A C) - \nabla'(b\vec{V}C) - (Q^+ + Q^-). \end{cases}\quad (10)$$

Если пренебречь эффектами плотностной конвекции, то из первого уравнения (10) можно исключить член $b \frac{\partial \rho}{\partial C}$. Во втором уравнении по аналогии с моделью для пористой среды пренебрежем нестационарным эффектом изменения апертуры трещины с давлением: $CS_{fr} \frac{\partial h}{\partial t}$. Оценим величину $\frac{\partial b}{\partial C}$, считая, что апертура трещины зависит от толщины осадочного слоя x , как $b = b_0 - x$:

$$\begin{aligned}\frac{\partial}{\partial C}(b_0 - x) &= -\frac{\partial x}{\partial C} = -\frac{\partial}{\partial C} \left(\frac{V_{sorb}}{S} \right) = -\frac{\partial}{\partial C} \left(\frac{V_{sorb}}{S} \right) = -\frac{\partial}{\partial C} \left(\frac{M_{sorb}}{S\rho_{sorb}} \right) = \\ &= -\frac{\partial}{\partial C} \left(\frac{C_{sorb}}{\rho_{sorb}} \right) = -\frac{\partial}{\partial C} \left(\frac{K_A C}{\rho_{sorb}} \right) = -\frac{K_A}{\rho_{sorb}}.\end{aligned}\quad (11)$$

Здесь V_{sorb} – объем осажженного материала на участке трещины площадью S , ρ_{sorb} – плотность осадка. Внесем результаты рассуждений и выкладок (11) в систему (10):

$$\begin{cases} \rho S_{fr} \frac{\partial h}{\partial t} + \left(-\frac{K_A}{\rho_{sorb}} \rho \right) \frac{\partial C}{\partial t} = -\nabla' (b\rho\vec{V}) - \rho(q^+ + q^-), \\ \left(-\frac{K_A}{\rho_{sorb}} C + b + K_A \right) \frac{\partial C}{\partial t} = -\Lambda(bC + K_A C) - \nabla' (b\vec{V}C) - (Q^+ + Q^-). \end{cases} \quad (12)$$

Во втором уравнении системы (12) важность члена с $\frac{\partial b}{\partial C}$ при производной по времени определяется соотношением между C и ρ_{sorb} . В задачах, характерных для переноса растворенных веществ в растрескавшемся ИББ, выполняется $\rho_{sorb} \gg C$, следовательно этим членом можно также пренебречь. Таким образом, можем выписать итоговую систему уравнений фильтрации и переноса примеси по трещине с переменной апертурой с учетом обмена с пористой средой:

$$\begin{cases} \rho S_{fr} \frac{\partial h}{\partial t} - \frac{K_A \rho}{\rho_{sorb}} \frac{\partial C}{\partial t} = -\nabla' (b\rho\vec{V}) - \rho(q^+ + q^-), \\ (b + K_A) \frac{\partial C}{\partial t} = -\Lambda(bC + K_A C) - \nabla' (b\vec{V}C) - (Q^+ + Q^-). \end{cases} \quad (13)$$

За счет зависимости (2) система (13) является нелинейной. Для ее решения используется неявный итерационный метод сопряжения физических процессов, применяющийся в GeRa также для моделей плотностной и тепловой конвекции. На каждой итерации осуществляется последовательный расчет задач фильтрации и переноса. Выход из итерационного процесса осуществляется после достижения сходимости напоров и концентраций (норма относительной разности вычисляемых величин на двух последующих итерациях должна стать ниже определенного числа).

3. Пример расчета переноса по трещинам с учетом растворения и осаждения

Эффект учета переменной апертуры трещины можно продемонстрировать на тестовой задаче. Задача ставится на трещине размерами 1 м x 2 м (область моделирования с трещиной изображена на рисунке 1).

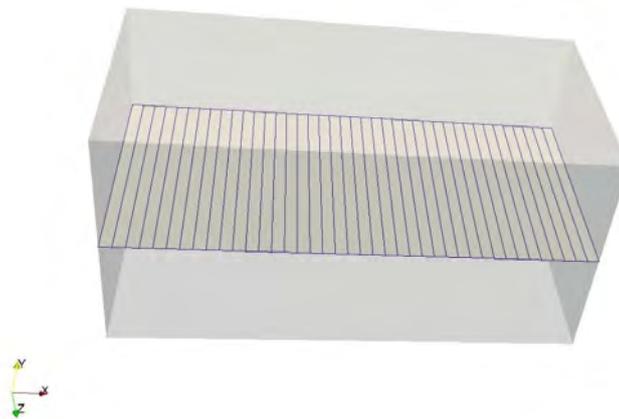


Рис.1. Область моделирования с трещиной

На двух коротких сторонах трещины заданы условия первого рода (разность напоров составляет 0,1 м). Остальные границы непроницаемые. В качестве начального условия для задачи переноса в трещине задана концентрация растворенного вещества $C = 0,5 \text{ кг/м}^3$. Коэффициент сорбционного распределения такой, что при такой равновесной концентрации в растворе, половина объема трещины занята осадком на стенках. В трещину поступает вода без примесей. Параметры задачи приведены в таблице 1 **Ошибка!** **Источник ссылки не найден.**

Таблица 1. Геометрия частей и разрешение сетки

Параметр	Значение
b_0 (апертура трещины без осадка)	1 мм
K_{fr}^0 (трещинный коэффициент фильтрации без осадка)	10 м/сут
K_A (коэффициент сорбционного распределения)	0,99 м
Шаг сетки на трещине	0,05 м
Шаг по времени	5 сут

Задача решалась с использованием явной схемы. Модель запускалась на расчет в трех вариантах:

1. С учетом переменной апертуры;
2. Без учета переменной апертуры (апертура задана, как у трещины без осадка: $b = 1$ мм);
3. Без учета переменной апертуры (апертура задана, как у трещины с осадком: $b = 0,5$ мм).

Результаты решения (зависимости интенсивности выхода примеси из трещины от времени) приведены на рисунке 2. Видно, что, в отличие от моделей с постоянной апертурой, сначала с увеличением апертуры интенсивность выхода растет, а затем с исчерпанием осадка резко падает. Такое поведение модели не может быть воспроизведено некоторой моделью со «средней» апертурой.

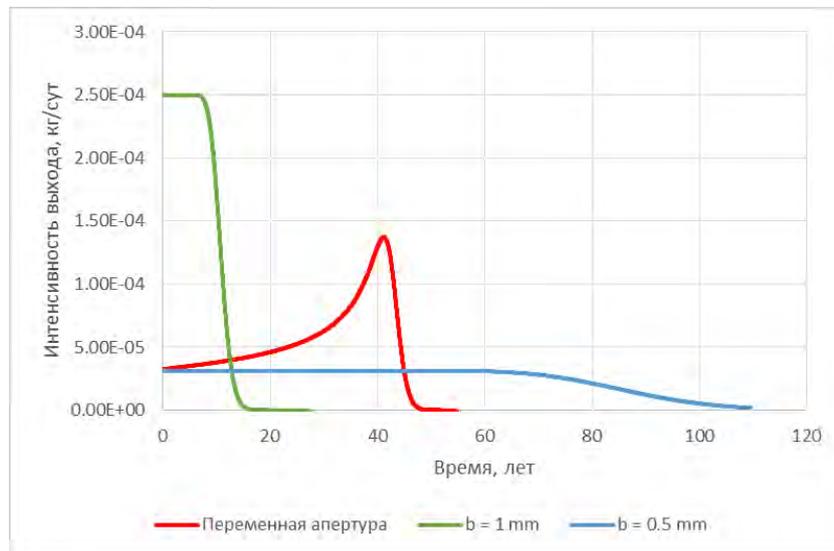


Рис.2. Зависимости интенсивности выхода примеси из трещины от времени для различных вариантов запуска модели

4. Заключение

В работе представлена сопряженная модель течения и переноса в трещиновато-пористой среде с учетом переменного раскрытия трещин, реализованная в расчетном коде GeRa. Следует отметить, что в изложенной модели сам процесс осаждения описан в простейшей форме как линейная сорбция по изотерме Генри (в реальных расчетах для вычисления осажденной фазы следует привлекать специальный химический программный модуль phreeqc). Тем не менее, даже в такой упрощенной постановке получен результат, который не может быть воспроизведен моделью с постоянным раскрытием трещины.

Литература

1. J. Bear, C.F. Tsang, G. de Marsily (eds.) Flow and Contaminant Transport in Fractured Rock. San Diego, California: Academic Press, 1993.
2. F. V. Grigorev, I.V.Капырин, and A.V.Пленкин “Discrete Fracture Matrix Model Applied to the Computation of Water Flow Through the Underground Facility”, Lobachevskii Journal of Mathematics, Vol. 41, No. 4, 526-532 (2020).

Валидация модели окисления карбида бора в паровой среде

Долженков Е.А., инженер-исследователь ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.т.н. Киселев А.Е.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (916) 461-63-31, эл. почта: dolzhenkov@ibrae.ac.ru

1. Введение

Карбид бора, обладая высоким значением сечения поглощения нейтронов, широко используется в качестве материала поглощающего элемента (пэла) – основного конструкционного элемента поглощающих стержней системы управления и защиты (ПС СУЗ) российских реакторных установок (РУ) ВВЭР и РБМК, а также западных ВВР и некоторых РВР. В условиях тяжелой аварии (ТА) происходит отказ оболочки пэла вследствие эвтектических взаимодействий или плавления материала оболочки. В результате создаются условия для прямого доступа пара к поверхности карбида бора. Важность реакции окисления карбида бора в паровой среде определяется ее вкладом в источник водорода и формированием газообразных углерод- и борсодержащих соединений, которые могут влиять на химию и перенос в первом контуре некоторых продуктов деления ядерного топлива, в частности, йода (газообразные формы) и цезия.

Учитывая небольшую массу карбида бора в РУ ВВЭР и РВР, количество водорода, выделяемое в ходе ТА при его окислении, существенно меньше количества водорода, выделяемого в окислении циркониевых оболочек ТВЭЛов (не более 8% для РУ ВВЭР-1000, не более 10% для французских РУ РВР по оценкам). Однако относительно сильная кинетика окисления карбида бора может давать вклад в локальные эффекты в контайнменте, такие как образование водородных карманов [1].

Принимая во внимание современные направления развития атомной отрасли в целом и Госкорпорации «Росатом», в частности, одним из которых является разработка проектов РУ малой мощности на базе судовой РУ РИТМ-200, актуальность проблем разработки, верификации и валидации модели окисления карбида бора, а также устранение пробелов в знаниях в соответствующей области физики возрастает. Это объясняется конфигурацией и материальным составом активной зоны РУ РИТМ-200: переход от циркония к сплаву 42ХНМ в качестве материала оболочки ТВЭЛ → значительное уменьшение массы циркония в активной зоне (чехлы ТВС и уголки системы дистанционирования) → увеличение массовой доли карбида бора (пэлы) в активной зоне → увеличение вклада процессов окисления карбида бора в источник водорода.

В настоящей работе рассматривается валидация модели окисления карбида бора, имплементированной в программу для ЭВМ (ПрЭВМ) СОКРАТ, на данных экспериментов ВОХ, проведенных в Forschungszentrum Karlsruhe (FZK, Германия) [2].

2. Расчетная модель

Схематичное представление устройства модели на примере моделирования экспериментов ВОХ приведено на рисунке 1. Образец карбида бора моделируется в виде сплошного цилиндра, ориентированного вдоль направления течения паро-аргоновой смеси, что соответствует ориентации ПС СУЗ в реакторе. При прохождении паро-аргоновой смеси вдоль образца молекулы воды уносятся из основного потока в направлении поверхности образца. Достигая поверхности, они инициируют химическую реакцию (реакцию окисления), в результате которой образуются продукты окисления, которые, в свою очередь, возвращаются обратно в основной поток. В этой связи состав среды в пограничном слое и в объеме газа определяется химическими реакциями, протекающими на поверхности образца.

Окисление карбида бора протекает в две стадии [3]: на первой – молекулы воды взаимодействуют с карбидом бора, образуя на поверхности образца жидкий слой из оксида бора, а также газообразные продукты реакции (в зависимости от реакции – углекислый газ, угарный газ или метан); на второй – молекулы воды взаимодействуют с оксидом бора с образованием летучих мета- и ортоборной кислот, либо происходит прямое выпаривание оксида бора (существенно при температурах более 1200 °С).

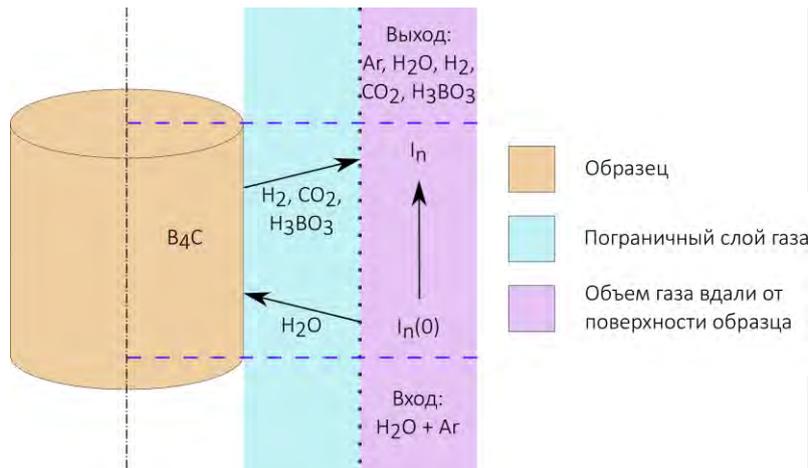


Рис 1. Схематичное представление устройства модели

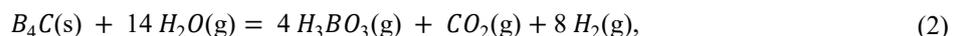
Для описания этих взаимодействий в модели используются следующие допущения:

- предполагается, что первая стадия протекает по каналу с образованием углекислого газа (оценка сверху по массе водорода), и что вероятности протекания по каналам с образованием угарного газа и метана пренебрежимо малы, что подтверждается данными о равновесных концентрациях этих продуктов, вычисленными с помощью ПрЭВМ IVTAN-Thermo [3] и HSC Chemistry 9.0 [4], а также данными экспериментов BOX [2] и PHEBUS-FPT3 [5];
- предполагается, что вторая стадия протекает по каналу с образованием ортоборной кислоты;
- предполагается, что жидкий слой из карбида бора образуется мгновенно;
- предполагается, что в стационарном состоянии скорости протекания первой и второй стадий равны, т.е. скорость окисления карбида бора равна скорости убыли оксида бора;
- поскольку убыль оксида бора может осуществляться двумя способами, уравнение для константы скорости химической реакции записывается в виде суммы двух экспонент Аррениуса [6]:

$$\alpha(T) = 2,50 \cdot 10^{-7} \exp\left(-\frac{21600}{RT}\right) + 6,00 \cdot 10^5 \exp\left(-\frac{382900}{RT}\right), \quad (1)$$

где $R = 8,31$ Дж/(моль·К) – универсальная газовая постоянная.

Учитывая перечисленные допущения, получаем результирующее уравнение химической реакции, которое можно записать в следующем виде [3]:



где s и g – твердое и газообразное состояние вещества, соответственно.

Дополнительно, модель основывается на допущении, что кинетика окисления определяется химическими процессами на поверхности образца и массопереносом газовой фазы, что выражается в следующей функциональной зависимости для скорости окисления:

$$\frac{dN_{B_4C}}{dt} = W(P_{H_2O}^s, T) = \alpha(T) \cdot P_{H_2O}^s, \quad (3)$$

где $\alpha(T)$ – определяется из уравнения (1); $P_{H_2O}^s$ – парциальное давление пара у поверхности взаимодействия, которое определяется из решения базовой системы уравнений, включающей 11 уравнений: 5 уравнений сохранения массы компонентов газовой смеси, 5 уравнений для диффузионных потоков этих компонентов и уравнение сохранения давления (закон Дальтона).

3. Результаты валидации

В экспериментах BOX исследовалась температурная зависимость скорости генерации водорода при окислении образцов карбида бора в потоке паро-аргоновой смеси в широком диапазоне режимных параметров экспериментов. Экспериментальная установка, главным образом, включала рабочий участок

(горизонтальная трубчатая печь с вертикально расположенным в ней образцом карбида бора и термопарой), а также расположенный на входе в него регулятор расхода паро-аргоновой смеси, а на выходе масс-спектрометр.

В рамках валидации рассматривались изотермические эксперименты с образцами карбида бора производства Framatome, проведенные в диапазоне температура от 800 до 1400 °C при расходах пара и аргона 30 и 89,1 г/с, соответственно. Образцы представляли собой таблетки диаметром 7,47 мм и высотой 14,0 мм. Скорость генерации водорода определялась путем косвенных измерений на основе показаний масс-спектрометра о концентрациях водорода и аргона на выходе из рабочего участка, а также значений расхода аргона на входе в него. Образцы были подвергнуты изотермической выдержке в паро-аргоновой среде при различных температурах и времени выдержки 30 мин.

Результаты референтных расчетов экспериментов приведены на рисунке 2. Из рисунка 2 видно, что результаты расчета расхода водорода лежат в пределах погрешности измерений в диапазоне температур от 800 до 1200 °C, в то время как при более высоких температурах наблюдается переоценка. Максимальное отклонение результата расчета от результата измерения составляет 28% и связывается, в первую очередь, с используемой корреляцией для константы скорости химической реакции.

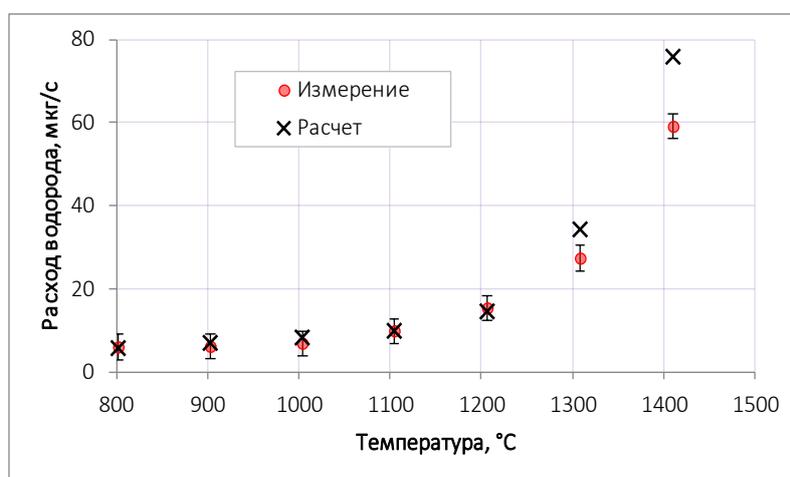


Рис. 2. Результаты референтных расчетов изотермических экспериментов ВОХ

Результаты референтных расчетов были дополнены анализом неопределенностей по методике, основанной на стандарте ASME V&V 20 [7]. Целью этого анализа являлась оценка погрешности модели $\delta_{model,\%}$ применительно к расчету расхода водорода. Эта оценка учитывала неопределенность исходных данных для расчета $u_{input,\%}$ и неопределенности измерений $u_{D,\%}$.

В рамках выполнения анализа для оценки величины $u_{input,\%}$ использовался подход, заключающийся в трансформировании (распространении) функций плотности вероятности (ФПВ) входных параметров через математическую модель в ФПВ выходного параметра с помощью метода Монте-Карло. Метод Монте-Карло в данном случае сводился к выполнению расчетов с варьированием входных параметров (далее – варианты расчетов). Результаты вариантных расчетов обрабатывались статистически с использованием формул для среднего арифметического и стандартного отклонения, в результате чего определялись среднее отклонение $\bar{E}_{\%}$ результата расчета от результата измерения и стандартная неопределенность $u_{input,\%}$. Далее неопределенности $u_{input,\%}$ и $u_{D,\%}$ (последняя приводится экспериментаторами или оценивается экспертно) учитывались в полной неопределенности валидации $u_{val,\%}^{tot}$ по формуле сложения дисперсий. Наконец, был получен интервал $(\bar{E}_{\%} - u_{val,\%}^{tot}; \bar{E}_{\%} + u_{val,\%}^{tot})$ для погрешности модели $\delta_{model,\%}$. Подробные примеры использования указанной методики приведены в [8] и [9].

При выполнении анализа неопределенностей в качестве варьируемых параметров рассматривались: диаметр и длина образца, диаметр рабочего участка, температура образца и среды, а также расходы аргона и пара на входе в рабочий участок. Объем выборки составлял 100 расчетов, а его достаточность проверялась по поведению среднего результата расчета и его стандартного отклонения как функции от числа расчетов. Результаты анализа неопределенности приведены в таблице 1.

Таблица 1. Результаты анализа неопределенностей

Номер эксперимента	n	–	1	2	3	4	5	6	7
Температура	–	°C	800	900	1000	1100	1200	1300	1400
Средний результат расчета	$\bar{E}_{n,\%}$	%	-0,3	18,9	25,4	5,6	-0,5	30,6	32,3
Стандартная неопределенность входных данных	$u_{input,n,\%}$	%	2,6	2,7	2,9	2,4	2,8	3,0	1,9
Стандартная неопределенность измерений	$u_{D,n,\%}$	%	16,3	16,0	14,3	10,0	6,5	3,6	1,7
Неопределенность валидации	$u_{val,n,\%}$	%	16,5	16,3	14,8	10,3	7,0	5,4	3,1

Результаты анализа неопределенностей для всех экспериментов были повторно статистически обработаны, в результате чего был получен итоговый интервал для погрешности модели: (-2,6%; +34,6%). Из таблицы 1 видно, что в экспериментах при низких температурах основной вклад в неопределенность валидации вносит неопределенность измерений, в то время при высоких температурах вклады неопределенности входных данных и неопределенности измерений соизмеримы.

4. Заключение

Результаты референтных расчетов показали, что модель окисления карбида бора верно воспроизводит динамику скорости генерации водорода в зависимости от температуры, несколько переоценивая ее в диапазоне температура более 1200 °C. Анализ неопределенности показал, что в низкотемпературных экспериментах неопределенность измерений вносит основной вклад в неопределенность валидации. В этой связи, отсутствие учета неопределенности измерений в стандартном подходе к оценке погрешности модели, основанном на вычислении среднего арифметического и стандартного отклонения результатов серии расчетов, будет приводить к заужению оцениваемого интервала: (1,7%; 30,3%) – стандартный подход, (-2,6%; +34,6%) – методика, основанная на стандарте ASME V&V 20. Относительно небольшая разница между двумя интервалами объясняется большим разбросом значений $\bar{E}_{n,\%}$, в то время как согласно практике использования рассматриваемой в настоящей работе методики зачастую встречаются случаи заметно более существенного заужения интервала для погрешности модели в силу пренебрежения неопределенностью измерений.

Литература

1. Mitigation of Hydrogen Hazards in Severe Accidents in Nuclear Power Plants. IAEA-TECDOC-1661, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2011.
2. M. Steinbruck, A. Meier, U. Stegmaier, L. Steinbock. Experiments on the Oxidation of Boron Carbide at High Temperatures. Technical Report FZKA-6979, May, 2004.
3. M. Steinbruck, M.S. Veshchunov, A.V Boldyrev, V.E. Shestak. Oxidation of B₄C by steam at high temperatures: New experiments and modelling. Nuclear Engineering and Design 237 (2007) 161-181. DOI: <https://doi.org/doi:10.1016/j.nucengdes.2006.05.011>.
4. R. Konings, R. Stoller. Comprehensive Nuclear Materials 2nd Edition, 2020 (chapter 2.15).
5. FPT3 FINAL REPORT, IP/11/589, DPAM/DIR-2011-206.
6. M.S. Veshchunov, A.V. Berdyshev, A.V. Boldyrev et al. Modeling of B₄C Oxidation by Steam at High Temperatures Base on Separate-effects Tests and its Applications to the Bundle Experiment QUENCH-07. Technical Report FZKA-7118, June, 2005.
7. ASME V&V 20, 2009. «Standard for Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer – V&V 20», ASME, (2009).
8. K.S. Dolganov, E.A. Dolzhenkov, A.L. Fokin et al. Applicability of the nuclide kinetics fast estimate model for severe accident codes. Annals of Nuclear Energy 167 (2022). DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108858>.
9. Dolzhenkov E.A. et al., 2021. Estimation of system code SOCRAT/V3 accuracy to simulate the heat transfer in a pool of volumetrically heat liquid on the basis of BAFOND experiments. Annals of Nuclear Energy 151 (2021) 107902. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2020.107902>.

Результаты валидации твэльного кода БЕРКУТ-И на данных послереакторных исследований нитридных твэлов, облученных в реакторе БН-600

Задорожный А.В., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.ф.-м.н., с.н.с. Озрин В.Д.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: +7 (985) 475-04-75, эл. почта: zadorozhnyi@ibrae.ac.ru

1. Введение

В соответствие с комплексной программой расчётно-экспериментального обоснования плотного топлива для реакторов на быстрых нейтронах в рамках проектного направления «Прорыв» проводится испытание экспериментальных тепловыделяющих сборок с нитридными твэлами в реакторе БН-600 и их дальнейшее послереакторное исследование (ПРИ) [1]. Эти данные могут использоваться для валидации твэльных кодов, предназначенных, например, для обоснования работоспособности разрабатываемых нитридных твэлов до более высоких выгораний.

Для описания поведения твэлов под облучением в ИБРАЭ РАН разработан расчетный твэльный код БЕРКУТ [2, 3]. Код БЕРКУТ предназначен для расчетного моделирования напряженно-деформированного состояния (НДС) и температурного распределения в стержневых твэлах с нитридным или оксидным топливом с газовым или жидкометаллическим подслоем при облучении в реакторных установках на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем в стационарных и переходных режимах нормальной эксплуатации и в режимах нарушений нормальной эксплуатации. Существует две версии кода: инженерная (БЕРКУТ-И) и усовершенствованная (БЕРКУТ-У). БЕРКУТ-И моделирует набухание топлива и выход газообразных продуктов деления (ГПД) в свободный объём под оболочку твэла при облучении топлива на основе эмпирических корреляций. БЕРКУТ-У позволяет моделировать наработку и радиоактивные взаимопревращения и миграцию продуктов деления (ПД) в топливе, внутризёренный и межзёренный перенос радиоактивных продуктов деления, термохимические превращения в топливе, включая распределение продуктов деления по молекулярным и фазовым состояниям, формирование пористости, эволюцию микроструктуры топлива и его набухание, как газовое, так и твердотельное, выход радиоактивных продуктов деления под оболочку твэла и их перераспределения в зазоре «топливо–оболочка».

В 2021 году в ИБРАЭ РАН была проведена полномасштабная валидация кода БЕРКУТ-И на данных ПРИ 57 твэлов со смешанным нитридным (СНУП) топливом после облучения в реакторах БОР-60 и БН-600. В данной работе приведены результаты расчетов и валидации кода БЕРКУТ-И на данных ПРИ [4] нитридного твэла № 64 в составе комбинированной экспериментальной ТВС-1 (КЭТВС-1). При валидации оценка погрешностей результатов расчетов, полученных с использованием кода БЕРКУТ-И, проводилась согласно методике, описанной в стандарте ASME V&V 20 – 2009 [5].

2. Расчетная модель твэла

При разработке расчетной схемы твэла со СНУП топливом в составе КЭТВС-1 были выделены следующие составные части, на которые разбивался твэл: нижний компенсационный объём, нижний торцевой экран, активная часть, верхний торцевой экран, верхний компенсационный объём. При проведении расчётов были приняты геометрические параметры расчётного твэла и значения плотности СНУП топлива, представленные в таблице 1 [4]. Твэл облучался в течение 433 эфф. сут до максимального выгорания нитридного топлива – 5,46 % т. а. при максимальной линейной мощности твэлов с нитридным топливом – 38,3 кВт/м; номинальное значение температуры оболочки в верхнем сечении активной части – 638 °С [4].

Таблица 1. Параметры твэла №64 КЭТВС-1 [4]

Параметр	КЭТВС-1
Диаметр оболочки, мм – наружный/внутренний	6,9 / 6,1
Диаметр таблетки, мм – наружный/внутренний	5,8 ^{-0,1} / –
Материал оболочки	ЧС68-ИД хд
Топливо	(U, Pu)N
Плотность топлива, г/см ³	12,38 ^{±0,10}

3. Результаты валидации

Целью методики, описанной в стандарте ASME V&V 20 – 2009, является оценка погрешности модели δ_{model} , % и, в конечном итоге, интервала неопределенности валидации (1), в котором находится δ_{model} , %.

$$\left[\bar{E} - u_{\text{val}}^{\text{tot}}; \bar{E} + u_{\text{val}}^{\text{tot}} \right], \quad (1)$$

где \bar{E} – относительное отклонение результата расчета от результата измерения, %, $u_{\text{val}}^{\text{tot}}$ – общая неопределенность валидации, %. При этом в $u_{\text{val}}^{\text{tot}}$ учитывается неопределенность исходных данных расчета u_{input} , %, определяемая как относительное стандартное отклонение, и неопределенность экспериментальных измерений u_{exp} , %, оцениваемая на основе экспериментальных данных или экспертно.

Для определения u_{input} , % были проведены многовариантные расчеты (93 расчета) моделирования твэла №-64 КЭТВС-1. Список варьировавшихся входных параметров кода БЕРКУТ в многовариантных расчетах представлен в таблице 2. Интервалы варьирования некоторых параметров для твэла № 64 КЭТВС-1 представлены в таблице 3.

Таблица 2. Список варьировавшихся входных параметров кода

Твэл	Топливо	Оболочка
Наружный диаметр таблетки	Коэффициент теплопроводности топлива	Коэффициент теплопроводности оболочки
Наружный диаметр оболочки	Коэффициент термического расширения	Коэффициент линейного расширения оболочки
Относительная (по отношению к теоретической) плотность топлива	Модуль Юнга	Распухание под облучением оболочки
Высота нижнего компенсационного объема	Коэффициент Пуассона	Температура плавления оболочки
Теплопроводность газов под оболочкой	Распухание топлива при выгорании	Модуль Юнга оболочки
Давление газа наполнителя при нормальных условиях	Скорость термической ползучести	Коэффициент Пуассона оболочки
Отклонения температуры теплоносителя от номинальной	Скорость радиационной ползучести	Скорость термической ползучести оболочки
Выход ГПД под оболочку	Температура диссоциации / плавления топлива	Скорость радиационной ползучести оболочки
		Предел текучести оболочки
		Предел прочности оболочки

Таблица 3. Интервалы варьирования основных параметров твэла № 64

Параметр	Ед. измерения	Интервал
Наружный диаметр таблетки	мм	5,70–5,74
Наружный диаметр оболочки	мм	6,89–6,91
Относительная (по отношению к теоретической) плотность топлива	г/см ³	12,28–12,48

Параметр	Ед. измерения	Интервал
Высота нижнего компенсационного объёма	м	0,5962–0,6118
Теплопроводность газов под оболочкой	–	0,834–1,116
Давление газа наполнителя при нормальных условиях	–	0,933–1,067
Отклонения температуры теплоносителя от номинальной	К	0–50
Выход ГПД под оболочку	–	0,933–1,067

На рисунках 1 и 2 представлен результат сравнения полосы неопределенности многовариантных расчетов с экспериментальными данными для распухания топлива и изменения внешнего диаметра оболочки твэла № 64 КЭТВС-1. Видно, что экспериментальные значения в основном лежат внутри полосы неопределенности.

В таблице 4 представлены погрешности и интервалы неопределенности валидации для диаметра оболочки и таблеток, распухания и температуры топлива, а также напряжений, возникающих в оболочке твэла. В таблице 5 приведены данные по расчетному и экспериментальному объему ГПД и давлению под оболочкой на конец кампании, а также их погрешности и интервалы неопределенности валидации. Количество газа представлено в виде объёма, занимаемого газом при нормальных условиях.

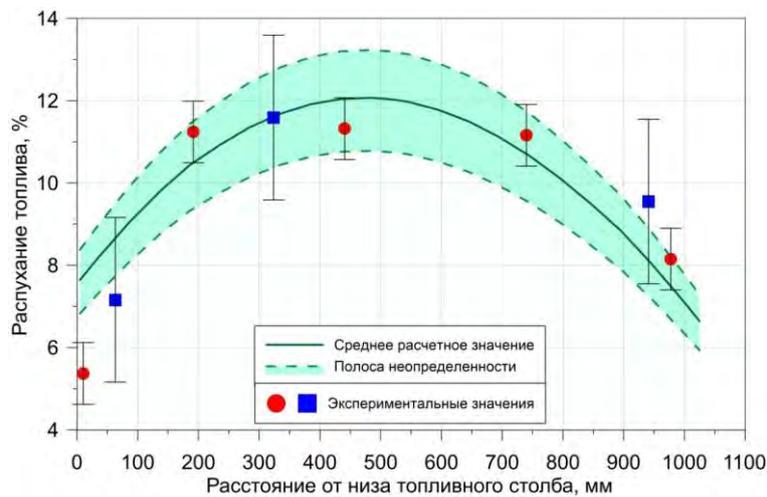


Рис. 1. Сравнение расчетных и экспериментальных значений [4] распухания топлива от высоты топливного столба твэла №64 КЭТВС-1

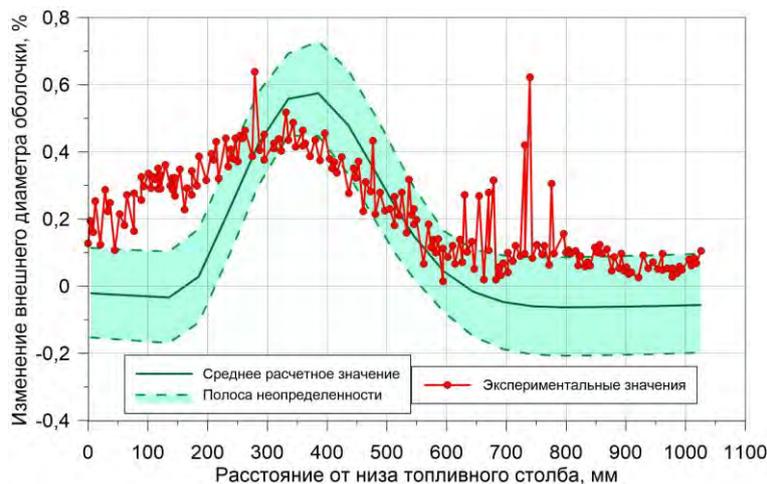


Рис. 2. Сравнение расчетных и экспериментальных значений [4] изменения внешнего диаметра оболочки от высоты топливного столба твэла №64 КЭТВС-1

Таблица 4. Значения погрешностей и неопределенностей расчетных результатов

Параметр	Абсолютное отклонение	Относительное отклонение, %	Относительная неопределенность, %
Диаметр оболочки, мм	-0,005	-0,07	(-0,2; +0,1)
Диаметр таблетки, мм	-0,073	-1,2	(-2,2; -0,2)
Распухание топлива, %	0,16	4,7	(-20,6; +30,1)
Температура топлива, К	–	11,0	(-21,3; +32,0)
Напряжения в оболочке, МПа	–	12,5	(-27,4; 26,7)

Таблица 5. Сравнение расчетного и экспериментального объема и давления газа под оболочкой твэлов КЭТВС-1

№ твэла	Эксперимент [4]	Среднее расчетное значение	Абсолютное отклонение	Относительное отклонение, %	Относительная неопределенность, %
Объем Xe+Kr, см ³ при н.у.					
5	39,9	37,8	-2,1	-5,3	(-31,0; +20,5)
64	73,1	67,7	-5,4	-7,3	(-38,3; 23,7)
99	56,5	60,6	-4,1	+7,2	(-35,1; 49,5)
123	45,6	86,3	+40,7	+89,2	(32,0; 146,3)
Общий объем газа, см ³ при н.у.					
5	88,4	61,2	-27,2	-30,8	(-42,4; -19,1)
64	116,8	91,6	-25,2	-21,6	(-40,9; -2,3)
99	107,1	84,1	-23,0	-21,5	(-43,9; +1,0)
123	96,4	110,3	+13,9	+14,4	(-12,7; +41,6)
Давление газа, МПа					
5	0,31	0,28	-0,03	-11,0	(-26,1; +3,9)
64	0,46	0,41	-0,05	-11,6	(-34,0; +10,7)
99	0,41	0,38	-0,03	-7,85	(-33,7; +18,0)
123	0,36	0,49	+0,13	+35,9	(+3,1; +68,6)

4. Заключение

Расчетным твэльным кодом BERKUT-И проведено моделирование экспериментов по облучению твэлов с нитридным топливом.

Проведена валидация кода BERKUT-И на результатах послереакторных исследований ЭТВС. Получено качественное согласие расчетных и экспериментальных данных по изменению диаметра оболочки твэла, распуханию топлива и количества газа под оболочкой твэла после облучения твэлов в БН-600.

Литература

1. Троянов В.М., и др. Программа и некоторые результаты реакторных испытаний смешанного нитридного топлива быстрых реакторов // Атомная энергия, т. 118, вып. 2, 2015, 75–79 стр.
2. Veprev. D.P., et al. Development and validation of the BERKUT fuel rod module of the EUCLID/V1 integrated computer code // Annals of Nuclear Energy, 2018. – Vol. 113. – Pp. 237–245.
3. Boldyrev A.V., et al. “BERKUT – Best Estimate Code for Modelling of Fast Reactor Fuel Rod Behaviour under Normal and Accidental Conditions” / International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), (Proc. Int. Conf., Yekaterinburg, 2017), IAEA, Vienna (2018), Paper CN245-363.
4. Звир Е.А., Крюков Ф.Н., Гринь П.И. и др. Результаты исследования твэлов комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки-1 после опытной эксплуатации в реакторе БН-600 // Сборник трудов АО ГНЦ НИИАР. 2017. № 3. С. 76–84.
5. Standard for Verificaton and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer. ASME V&V 20 – 2009.

Исследование влияния учета сезонности и суточного хода метеорологических условий в задачах оценки доз при работах по демонтажу зданий и сооружений

Ильичев Е.А., аспирант 3 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н., науч. сотр., зав. отд. ИБРАЭ Киселев А.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 276-20-00 доб. 62-02, эл. почта: ilichevea@ibrae.ac.ru

1. Введение

Активное развитие атомной промышленности в прошлом привело к тому, что с каждым годом все больше объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) подходит к завершающей стадии жизненного цикла (ЗСЖЦ), часть из которых подвергается выводу из эксплуатации. Множество ОИАЭ в конце эксплуатации оказываются загрязнены радиоактивными веществами [2]. Поэтому, при работах по выводу из эксплуатации, подобных объектов не исключается поступление радиоактивных веществ в атмосферу либо в процессе работ по демонтажу, либо в результате аварий, например, связанных с внешними воздействиями. Таким образом появляется необходимость оценивать безопасность проводимых работ с точки зрения формирования доз облучения населения при атмосферных выбросах, а также оптимизировать процесс вывода из эксплуатации с целью минимизации дозовых нагрузок на население. [4].

Такие задачи ставятся на этапе подготовки мероприятий по выводу из эксплуатации [4] и основываются на фактических параметрах зданий (материалы, геометрия помещений, параметры вентиляции, распределение загрязнения в элементах конструкций). Целью оценок ставится либо подтверждение/опровержение безопасности проводимых работ, либо оптимизация процессов (добавление удерживающих материалов, смена графика проведения работ, выбор инструментов, порядок проведения работ).

Спецификой задачи является необходимость одновременного учета времени начала работ, поведения пыли [2], образовавшейся в результате механического диспергирования загрязненных элементов и метеорологического фактора. Причем в последнем случае имеют влияние такие факторы как сезонность и суточный ход метеорологических параметров. Во многих практических исследованиях [3] эти факторы не учитывались, а процесс расчетов брался аналогичным расчетам по нормальной эксплуатации АЭС. В рамках настоящей работы исследовалось влияние указанных факторов на возможные дозы облучения населения. Объектом исследования выбраны фиктивные предприятия, расположенные в различных климатических зонах, а предметом исследования - влияние детализации учета метеорологического фактора на конечный результат. Для оценок неопределенностей были выбраны 4 условные продолжительности работ: 1, 3, 6 и 12 месяцев. В рамках данной работы неопределенности [1] исследовались за счет оценки интегральной концентрации радионуклидов, которая пропорциональна дозе облучения населения без учета времени доставки. Неопределенности, связанные с временем начала проведения работ, оценивались за счет последовательного сдвига времени начала действия вероятного источника на 15 суток. Дополнительно исследовался вопрос о влиянии режима рабочего времени на возможные дозы облучения населения.

2. Средства моделирования и анализ данных

Средства моделирования

Код RELTRAN предназначен для оценок доз на население в случае атмосферных выбросов при авариях, а также для обоснования безопасности в случае аварий и нормальной эксплуатации ОИАЭ в том числе на ЗСЖЦ и состоит из системы взаимосвязанных модулей:

- модули автоматической подготовки метеорологических данных;
- модули подготовки источника (модули: «Демонтаж», «Вентиляция», «Пылеподъем»);
- расчетные блоки (Базовый транспортный модуль, Статистика, ПДВ).

Для расчета интегральной концентрации применялся базовый транспортный модуль, в который заложена Лагранжева стохастическая модель атмосферной дисперсии.

Для подготовки входных метеорологических данных для моделирования атмосферной дисперсии использовался метеопроцессор WRF-ARW. Для анализа, путем использования автоматизированной процедуры в коде RELTRAN, были подготовлены метеорологические данные за 3 года (2015-2017 гг. с интервалом в 1 час и разрешением 2 км).

Сценарии выброса и параметры расчета

Для исследования влияния режима рабочего времени при проведении работ использовались 2 типа продолжительности выброса: равномерный выброс в течение всего времени и выброс с 8:00 по 16:00 по местному времени. Интегральная активность выброса для обоих вариантов была одинакова.

При расчетах использовались 2 места расположения источника: в прибрежном районе в субэкваториальном климатическом поясе и в прибрежном районе в умеренном климатическом поясе. Рельеф местности вокруг источников показан на рисунке 1. Остальные параметры расчета указаны в таблице 1.

Для анализа неопределенностей расчеты атмосферной дисперсии проводились по многовариантной технологии. Данная технология подразумевает последовательный расчет всех необходимых характеристик с последующим сдвигом времени начала действия источника. В данном случае время сдвига начала действия источника составляло 15 суток.

Таблица 1. Параметры расчетов

Параметр	Значение
Интегральная активность	1e+15
Радионуклид	Cs-137
Продолжительность работ	1, 3, 6 и 12 месяцев
Расчетная область	100x100 км
Размер расчетной ячейки	1 км
Сдвиг времени начала выброса	15 суток

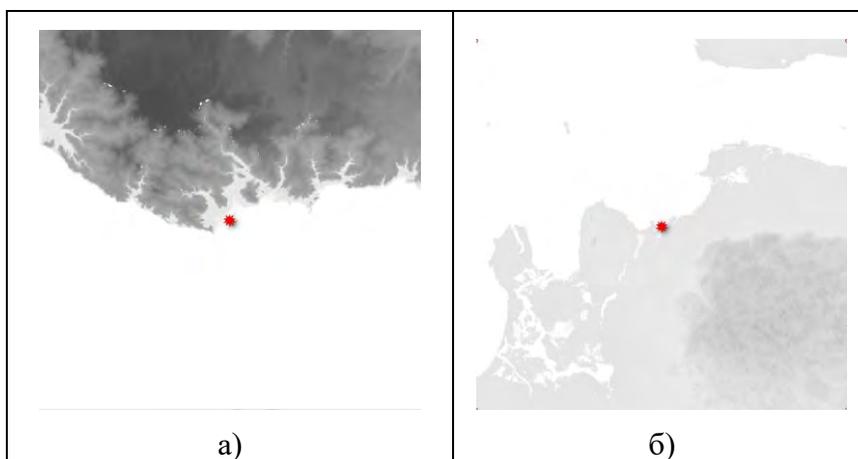


Рис.1. Рельеф местности вокруг источника а) субэкваториальный пояс на побережье б) умеренный пояс на побережье

Метод оценки неопределенности

После проведения многовариантных расчетов производился анализ полученных данных путем расчета статистических показателей по следующей технологии (представленной на рисунке 2):

1. Выбирается дискретный набор радиусов для анализа. В данном случае были взяты радиусы 5, 10, 30 и 40 км;
2. Из полученного списка берется один из радиусов;

3. Для каждой из сравниваемых сеток расчетных значений с шагом в 0.1 градус определяется массив значений исследуемой целевой функции. Так как источники выбросов располагались на берегу водоемов, при построении дуг, в массив значений включались только селитебные территории;
4. На основе полученных массивов данных строятся статистические показатели;
5. Среди всех радиусов определяются наилучшие значения статистических показателей.

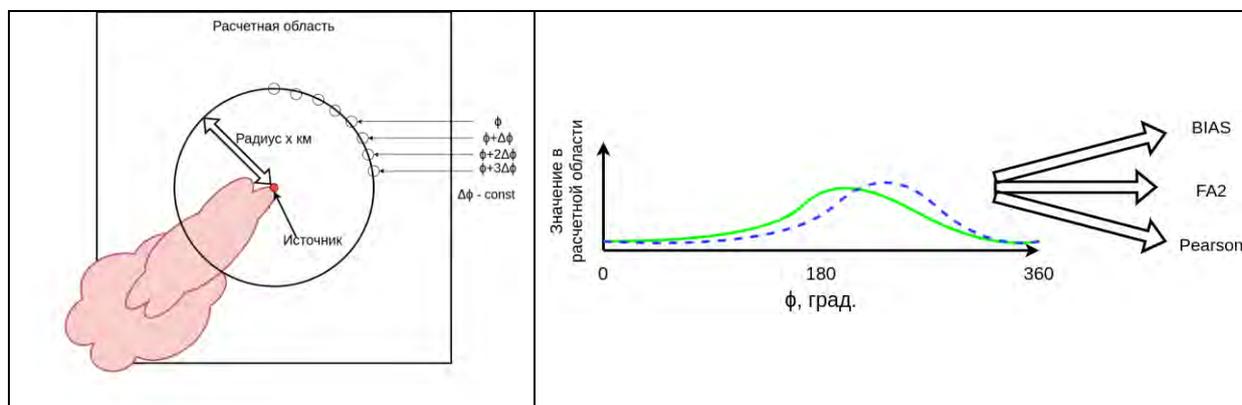


Рис.2. Слева - Получение значений для одной из дуг радиуса x ;
Справа – Иллюстрация расчета статистических показателей относительно $2x$ дуг одного радиуса

3. Результаты

На рисунке 3 представлены графики нормированной систематической ошибки проинтегрированной по времени концентрации для 4х продолжительностей источника для начала действия источника в каждый момент времени относительно средней интегральной концентрации для источника в субэкваториальном климатическом поясе. По графикам видно, что неопределенности, связанные с временем начала действия источника, уменьшаются, с увеличением продолжительности выброса. Данный эффект наблюдается для всех положений источников. Отличия от средней интегральной концентрации составляют 2 раза в большую, для летних месяцев и 7 раз в меньшую сторону, т.е. отличия между наименьшим и наибольшим значением составляют примерно 1.5 порядка величины.

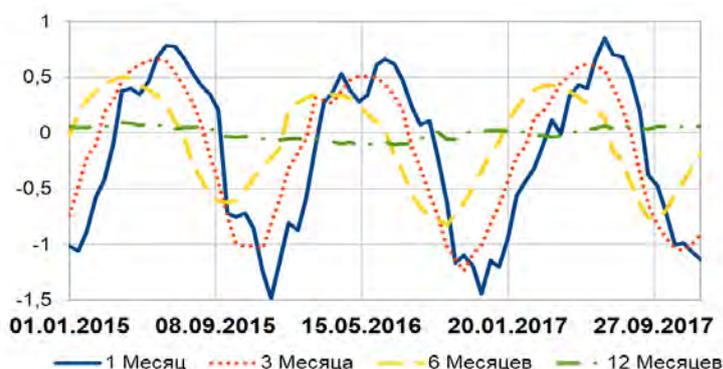


Рис.3. Значения нормированной систематической ошибки проинтегрированной по времени концентрации относительно усредненных значений интегральных концентраций для каждой продолжительности соответственно для источника на побережье в субэкваториальном поясе

На рисунке 4 представлены значения нормированной систематической ошибки и коэффициента корреляции Пирсона, построенной по селитебной территории, для обоих источников, расположенных на побережье в которых сравнивались проведение работ с учетом рабочего времени относительно круглосуточных работ, начатых в одно и тоже время. Из графиков видно, что для источника, расположенного в субэкваториальном поясе отклонения интегральной концентрации с учетом режима рабочего времени больше, чем для источника, расположенного в умеренном поясе. Полученные величины для субэкваториального пояса показывают отличие более чем в 2 раза. Однако, полученные значения коэффициента корреляции Пирсона показывают, что для обоих источников происходит смещение положения максимумов при учете режима рабочего времени.

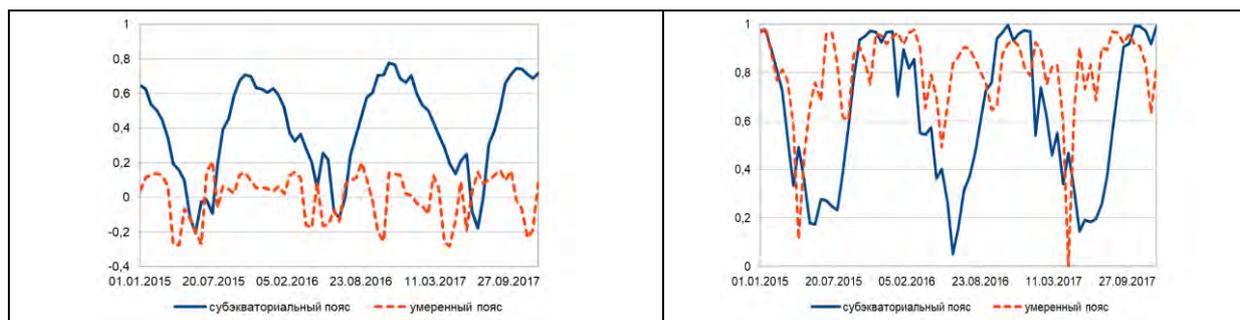


Рис.4 Значения нормированной систематической ошибки (слева) и коэффициента корреляции Пирсона (справа) проинтегрированной по времени концентрации с учетом рабочего времени относительно значений интегральных концентраций для постоянных выбросов для источника продолжительностью 1 месяц

4. Заключение

В данной работе с использованием кода RELTRAN выполнены серии многолетних расчетов интегральной концентрации радионуклидов, которая пропорциональна дозе облучения населения, для гипотетических сценариев проведения работ по выводу из эксплуатации объекта использования атомной энергии на заключительной стадии жизненного цикла. В рамках демонстрации применения был проведен анализ неопределенностей, связанный с временем начала проведения и продолжительностью работ. Дополнительно в анализ был включен учет режима рабочего времени при работах по выводу из эксплуатации. Для анализа рассматривались 2 варианта расположения источника на побережье: в субэкваториальном и умеренном климатическом поясе.

Анализ полученных данных показал, что для обоих положений источника неопределенности, связанные с временем начала действия, снижаются при увеличении продолжительности. Наибольшую неопределенность, вследствие времени начала работ, демонстрируют короткие по продолжительности выбросы (1 месяц) для обоих рассматриваемых положений источника, и неопределенность составляет 1.5 порядка величины. Для субэкваториального пояса наблюдаются большие неопределенности, связанные с временем начала и продолжительности работ, чем для умеренного климатического пояса. Учет режима рабочего времени для прибрежных районов может приводить к отклонениям более чем в 2 раза. Дополнительно получено, что влияние учета режима рабочего времени в субэкваториальном поясе выше.

На основе полученных данных можно сделать вывод, что, такие параметры проведения работ по выводу из эксплуатации как: время начала работ, продолжительность работ и режим рабочего времени, являются важными для планирования стратегии демонтажа и могут позволить минимизировать дозовые нагрузки на население при их правильном подборе. Продемонстрирована воспроизводимость выводов год от года, что свидетельствует о том, что определенные на этапе предварительных расчетов характеристики будут справедливы и для будущих времен.

Литература

1. Руководство по безопасности "Рекомендации по оценке погрешностей и неопределенностей результатов расчетных анализов безопасности атомных станций" (РБ-166-20);
2. BA Napier, JG Droppo Jr, JP Rishel. 2011. Air Dispersion Modeling of Radioactive Releases During Proposed PFP Complex Demolition Activities. Report to CH2M HILL Plateau Remediation Company. PNNL-20173, Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington;
3. Chitra S, S Anand, Pradeep Bhargava, Jayant Krishan, Kapil Deo S Singh, M S Kulkarni, D N Sharma. 2020. DOSE ASSESSMENT FOR ATMOSPHERIC DISCHARGE OF LONG-LIVED RADIONUCLIDES IN NUCLEAR POWER PLANT DECOMMISSIONING. Radiation Protection Dosimetry, Volume 190, Issue 2, June 2020, Pages 139–149;
4. СанПиН 2.6.1-48-01. САНИТАРНЫЕ ПРАВИЛА ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПРОМЫШЛЕННЫХ РЕАКТОРОВ - СП ВЭ ПР-01;
5. Демонтаж реактора МР: оценка воздействия на население. [Электронный ресурс]. – URL: <https://www.atomic-energy.ru/articles/2009/08/04/5137> (дата обращения 17.03.2022).

Верификация программы для расчета нуклидной кинетики TRACT

Казиева С.Т., мнс ИБРАЭ РАН, аспирант 1 года ИБРАЭ РАН

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел: (985) 342-79-65, эл. почта: kazieva@ibrae.ac.ru

1. Введение

Программа TRACT [1 - 2] разрабатывается в ИБРАЭ РАН с 2017 г. Для численного решения системы дифференциальных уравнений, представляющих собой математическую модель нуклидной кинетики, используется метод матричной экспоненты Дж. Сиделла. Для обеспечения моделирования изменения радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО в результате ядерных реакций при нейтронном облучении и вследствие радиоактивного распада нестабильных изотопов отобраны и протестированы ядерно-физические константы, входящие в международные и национальные библиотеки ядерно-физических данных (EAF-2010, БРОНД-3/А, JEFF-3.3, ENDF/B-VII и т.д.). С 2018 года начато тестирование программы и библиотек ядерных данных на различных экспериментах [3]. Программа аттестуется вместе с библиотеками ядерных данных, которые являются неотъемлемой частью программы. В 2020 году программа применялась для оценки радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО класса 1 [4].

Поскольку одним из важных условий при применении программных средств для обоснования безопасности ОИАЭ является их аттестация в Ростехнадзоре в соответствии со статьей 26 Федерального закона № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» [5], программа TRACT [1 - 2] на данный момент проходит аттестацию в качестве модуля нуклидной кинетики в составе программного комплекса КОРИДА-v1 [6], предназначенного для решения задач обоснования ядерной и радиационной безопасности ОИАЭ на заключительных стадиях их жизненного цикла (в том числе, при выводе из эксплуатации, обращении с ОЯТ и захоронении РАО). В докладе представлены матрица верификации с набором тестовых задач, по которым проводилась валидация и кросс-верификация программы TRACT, а также некоторые результаты верификации.

2. Матрица верификации

Программа аттестуется для расчета следующих характеристик:

- радионуклидный состав материала для заданного интервала времени облучения и/или на заданный момент времени выдержки;
- полное и дифференциальное энерговыделение;
- выходы и спектры гамма-излучения.

Программа разрабатывается для расчета характеристик ОЯТ и РАО, но на данный момент программа валидируется на экспериментах для ОЯТ ВВЭР-440, ВВЭР-1000.

Для проведения кросс-верификации (сопоставления с результатами расчетов по другим аттестованным программам для ЭВМ, таким как SCALE и HELIOS [14, 16]) и валидации (сопоставления с экспериментальными данными) программы TRACT были отобраны эксперименты и расчетные исследования, которые имеют широкую известность и активно используются в задачах тестирования. На основе анализа этих экспериментов и исследований был сформирован набор тестовых задач. Матрица верификации, содержащая отобранные тестовые задачи представлена в таблице 1.

По задачам 1 и 2 проведено сравнение результатов расчетов активности и α -, β -, γ - и полного энерговыделения ОЯТ с данными по радиационным характеристикам отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР, представленными в справочнике Колобашкина и др. [7], который является наиболее известным на сегодня справочником радиационных характеристик ОЯТ. По задачам 3-5 проведено сравнение результатов расчетов остаточного тепловыделения ОЯТ с данными, представленными в руководстве по безопасности РБ-093-20 [8]. По задаче 6 проведено сравнение результатов расчетов остаточного тепловыделения продуктов деления в образцах ^{233}U , ^{239}Pu и ^{235}U с результатами измерений,

полученными в международных сравнительных тестах [9 - 11]. По задаче 7 проведено сравнение с результатами измерений спектров гамма-излучения образцов, облученных в реакторе БР-10 [12]. По задачам 8 и 9 проведены сравнение с результатами измерений массовых содержаний актинидов и продуктов деления в ОЯТ реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, соответственно, для различных уровней выгорания топлива [13 - 16].

Таблица 1. Матрица верификации программы TRACT, предназначенной для расчета радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО

№	Назначение эксперимента/ расчетного исследования	Источник излучения ОЯТ/ РАО	Материал
1	Определение активности и α -, β -, γ -энерговыведения (справ. Колобашкина и др.[7])	Реактор ВВЭР-440 (29.5 ГВт сут/тU)	Двуокись урана, 3.6% обогащения
2		Реактор ВВЭР-1000 (40.48 ГВт сут/тU)	Двуокись урана, 4.4% обогащения
3	Определение остаточного тепловыделения (руководство РБ-093-20 [8])	Реактор ВВЭР-440 (30 ГВт сут/тU)	Двуокись урана, 3.6-4.87% обогащения
4		Реактор ВВЭР-1000 (40 ГВт сут/тU)	Двуокись урана, 3-4.95% обогащения
5		Реактор ВВЭР-1200 (50 ГВт сут/тU)	Двуокись урана, 3.3-4.95% обогащения
6	Измерения остаточного тепловыделения продуктов деления [9 - 11]	Реактор (тепловые нейтроны)	^{239}Pu , ^{233}U , ^{235}U
7	Измерения спектров гамма-излучения облученных образцов [12]	Реактор БР-10	V, V-Ti, V-Ti-Cr, V-Fe, Nb, Mo, Re, W
8	Измерения массовых содержаний актинидов и продуктов деления (определение нуклидного состава) [13 - 16]	Реактор ВВЭР-440	Двуокись урана 3.6 % обогащения
9		Реактор ВВЭР-1000	Двуокись урана 3.6 % и 4.4 % обогащения

3. Результаты верификации программы

Результаты расчетов по тестовым задачам 1 и 6 из матрицы верификации (табл. 1), полученные по программе TRACT, были опубликованы в работе [3], соответственно. Задачи 8 и 9 были представлены в докладе на конференции [17]. Далее будет представлена часть результатов по задачам, которые еще не были опубликованы ранее.

По задаче 2 из матрицы верификации проведены расчеты для топлива ВВЭР-1000 с обогащением 4,4% по ^{235}U и выгоранием 40480 МВт·сут/тU. На рисунках 1 – 2 показаны результаты расчетов по изменению энерговыведения и его компонент, интегрального выхода гамма-излучения в зависимости от времени выдержки, а также для сопоставления показаны справочные данные, представленные в справочнике Колобашкина и др [7].

По задаче 8 из матрицы верификации проведены расчеты для топлива ВВЭР-440 с обогащением 3,6% по ^{235}U для уровня выгорания от 22 до 48 ГВт·сут/тU [14]. На рисунке 3 представлены результаты в виде отношения «Расчет/эксперимент» по накоплению актинидов и продуктов деления в образце 69 из твэла 65 [14] при глубине выгорания топлива 31,92 ГВт·сут/тU_{исх}, которое выбрано из практических соображений, т.к. многие партии ОЯТ с реакторов ВВЭР-440 имеют достаточно близкие уровни глубины выгорания.

Следует отметить, что причинами отклонений являются, как недостаточная точность результатов измерений для некоторых изотопов [13], так и недостаточность знаний по ядерным данным для определенных изотопов, например, для минорных актинидов, таких как америций, кюрий и т.д.

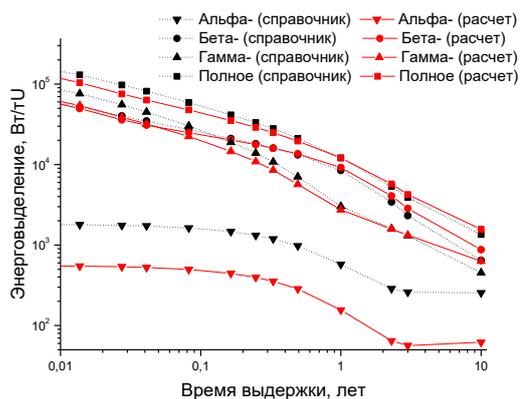


Рис. 1. Зависимость энерговыделения ОЯТ ВВЭР-1000 и его компонент от времени выдержки (черные – справочные данные, красные – результаты расчетов)

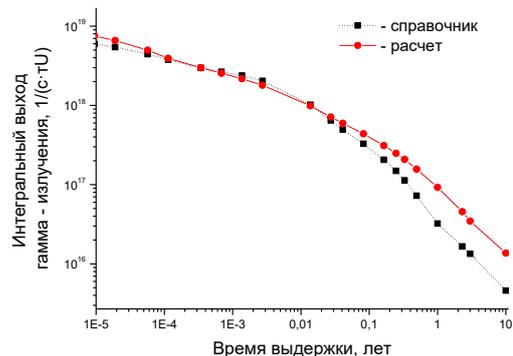


Рис. 2. Зависимость интегрального выхода гамма-излучения ОЯТ ВВЭР-1000 от времени выдержки (квадрат – справочные данные, круг – результаты расчетов)



Рис.3. Отношение концентраций Расчет/ Эксперимент для накопления актинидов и продуктов деления в образце 69 при уровне выгорания топлива 31,92 ГВт·сут/тU_{исх}

4. Заключение

Проведена по тестовым задачам кросс-верификация (при сопоставлении с результатами расчетов по другим аттестованным программам для ЭВМ) и валидация программы (при сопоставлении с экспериментальными данными) на основе отобранных расчетных и экспериментальных данных.

Кросс-верификация и валидация программы для ЭВМ TRACT проведена при следующих условиях:

Урановое топливо (ВВЭР-440, ВВЭР-1000, ВВЭР-1200)

Обогащение топлива по ²³⁵U: для ВВЭР-440 – от 3,6% до 4,87%;

для ВВЭР-1000 – от 3% до 4,95%;

для ВВЭР-1200 – от 3,3% до 4,95%;

Глубина выгорания топлива, ГВт сут/тU: для ВВЭР-440 – от 30 до 66;

для ВВЭР-1000 – от 40 до 68;

для ВВЭР-1000 – от 50 до 68;

Моделирование представленных экспериментальных условий облучения и выдержки ОЯТ и РАО с использованием программы TRACT позволило отработать методики вычисления концентраций актинидов и продуктов деления в ОЯТ энергетических реакторов типа ВВЭР для обеспечения расчетов различных радиационных характеристик РАО и ОЯТ (активация материалов, выходы нейтронов, фотонов, альфа-частиц, энергетические спектры гамма и нейтронного-излучения, энерговыделение, газовыделение).

Литература

1. 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.
2. «Программа для оценки радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО (TRACT). Блохин А.И., Блохин П.А., Сипачев И.В. Свидетельство о государственной регистрации № 2020613540 ИБРАЭ РАН, ГК Росатом.
3. Блохин П. А., Блохин А. И., Сипачёв И. В. Разработка и верификация кода нуклидной кинетики TRACT // Сборник статей по материалам международной научно-практической конференции "Экологическая, промышленная и энергетическая безопасность - 2018". Под ред. Л. И. Лукиной, Н. А. Бежина, Н. В. Ляминой. 2018. С. 189-193.
4. Блохин А. И., Блохин П. А., Казиева С. Т. Применение расчетного кода TRACT для оценок радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО класса I. // Радиоактивные отходы. 2020. № 4 (13). С. 99—111. DOI :10.25283/2587-9707-2020-4-99-111.
5. Федеральный закон от 21 ноября 1995 г. N 170-ФЗ "Об использовании атомной энергии".
6. Блохин П. А., Блохин А. И., Ванев Ю. Е., Кизуб П. А., Сипачёв И. В. Программный комплекс КОРИДА для прогнозирования характеристик источников ионизирующих излучений и создаваемых ими радиационных полей: Препринт № IBRAE-2018-06. М.: ИБРАЭ РАН, 2018.
7. Колобашкин В. М., Рубцов П. М., Ружанский П. А., Сидоренко В. Д. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: Справочник. — М.: Энергоатомиздат, 1983 - 382 с.
8. Радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива водо-водяных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных: утв. Приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 11 марта 2020 г. № 106.
9. John L. Yarnell, Philip J. Bendt. Calorimetric Fission Product Decay Heat Measurements for 239Pu, 233U, and 235U. Prepared for Office of Nuclear Regulatory Research US Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555, Report NUREG/CR-0349 (LA-7452-MS Informal Report), 1978.
10. A.Tobias. Decay Heat Testing of the UK-ENDF/B-IV format fission product decay data file. Report DIDWG/(77)P159, 1977.
11. V. Duchemin, C. Nordborg. Decay Heat Calculation – An International Nuclear Code Comparison. NEACRP-319 “L”, France, 1989.
12. Измерения гамма-излучения образцов конструкционных материалов в нейтронных полях реактора БР-10 [Текст] / Блохин А.И. [и др.] //Сб. ВАИТ. Сер. МиИМ. – 2016. – Вып. 4(87). – с.13-33
13. A. P. Chetverikov et al. Investigation of Burn-up and Nuclide Composition of Spent Nuclear Fuel for Use when Solving “Burn-up Credit” Tasks - RIAR Experience. IAEA TECDOC-1547, 29 August – 2 September 2005, London, [Электронный ресурс]. - Режим доступа: <http://www.llnl/tid/pdf/documents/pdf/319467.pdf> - свободный.
14. Jardine L. J. Radiochemical Assays of Irradiated WVER-440 Fuel for Use in Spent Fuel Burn-up Credit Activities. Lawrence Livermore National Laboratory, UCRL-TR-212202, April 26, 2005Sidell J. EXTRA - A digital computer program for the solution of stiff sets of ordinary value, first order differential equations. – AEEW-R-799. – 1972.
15. A.N. Pleshakov, V.P. Smirnov, M.N. Svyatkin, A.L. Petelin. SSC RF RIAR's Experimental Possibilities Concerning Investigation of Irradiated Nuclear Fuel for Verification of Burn-up Credit Calculations. Report NEA/NSC/DOC(2006)31, - 23-Jan-2007. - p.203-214
16. B. D. Murphy, J. Kravchenko, A. Lazarenko, A. Pavlovitchev, V. Sidorenko, A. Chetverikov. Simulation of Low-Enriched Uranium (LEU) Burnup in Russian VVER Reactors with the HELIOS Code Package Report ORNL/TM-1999/168, March 2000
17. Кросс-верификация и валидация программы TRACT на основе экспериментальных данных реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000/ А.И. Блохин, П.А. Блохин, С.Т. Казиева // XI Российская научная конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» 27.10.2021 ИБРАЭ РАН Доклад. [Электронный ресурс]. Сайт ФЦП ЯРБ - Режим доступа: <http://xn---2030-bwe0hj7au5h.xn--p1ai/conf2020/reports/> – для зарегистрированных пользователей.

Применение кода НОСТРАДАМУС для решения задачи обоснования размещения АСКРО в регионах со сложными метеорологическими и топографическими условиями

Коняев П.А, м.н.с. ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н., науч. сотр., зав. отд. ИБРАЭ Киселев А.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: konyaev@ibrae.ac.ru

1. Введение

В соответствии с санитарными правилами проектирования и эксплуатации АЭС [1] в проекте, среди прочего, должна быть предусмотрена автоматизированная система контроля радиационной обстановки (АСКРО). Задача АСКРО – получение информации о параметрах радиационной обстановки и ее обработка с целью информирования населения о текущей радиационной обстановке на территории АЭС. Для этого в системе необходимо предусмотреть достаточное число датчиков, позволяющих зафиксировать изменения, связанные с влиянием выбросов [2,3]. В 2016 г., как реакция на аварию на АЭС Фукусима-1, АСКРО была переведена в категорию важных для обеспечения безопасности АЭС, что послужило основанием к ужесточению технических требований к системе. Это привело к необходимости ограничения числа постов, а также обеспечивает их устойчивое функционирование вне зависимости от большинства внешних факторов, что, в свою очередь, позволяет гарантированно иметь данные. В этой связи актуальной становится конкретизация целей АСКРО, особенно из-за невозможности использования этих данных в виде количественных показателей в целях защиты населения [4]. В 2020 г. была введена в действие методика «Размещение постов автоматизированной системы контроля радиационной обстановки вокруг атомных станций», которая, с учетом вышеизложенного, более конкретно формулирует принципы и задачи размещения АСКРО, а также расширяет область применения принципов из работ [2,3] на нестандартные условия (метеорологические, орографические и т.д.).

Практическая реализация методики может опираться на широкий круг моделирующих программных средств не гауссового типа, где возможно проведение моделирования атмосферного переноса в динамике. В работе представлены результаты сравнительного анализа размещения постов в сложных условиях, построенных с использованием разработанного инструмента на основе ПС НОСТРАДАМУС и классического секторного подхода. Все оценки в рамках данной работы построены на основе многомерного анализа атмосферных переносов по трехлетней истории метеонаблюдений.

2. Метеорология

В качестве исходных данных для проведения анализа были использованы трехлетние ряды метеорологических данных, построенные с использованием модели WRF-ARW, их адекватность данным наблюдений проверена с использованием оценок статистической согласованности с данными синоптического и аэрологического мониторинга в регионе. Так критерий RMSE с желательной величиной до 2 м/с равен 1.93, IOA превышает необходимый предел 0.6 и равен 0.95, а BIAS направления скорости ветра находится в рамках желательных значений ± 10 градусов и равен -3. На рисунке 1 а) приведена наблюдаемая и расчетная роза ветров.

Для моделирования использовались данные со следующими характеристиками: 667 м с дискретизацией по времени в 1 час и количеством уровней по вертикали равным 39. Как было отмечено выше, для сложных условий упрощенные гауссовы модели не применимы. В качестве практического подтверждения данного вывода приведем розу ветров, построенную для различных мест в 30-км области вокруг АЭС (см. рисунок 1 б). Можно видеть, что имеются статистически значимые отклонения направлений и скорости ветра, что приводит к недостоверности результатов, полученных упрощенными методами.

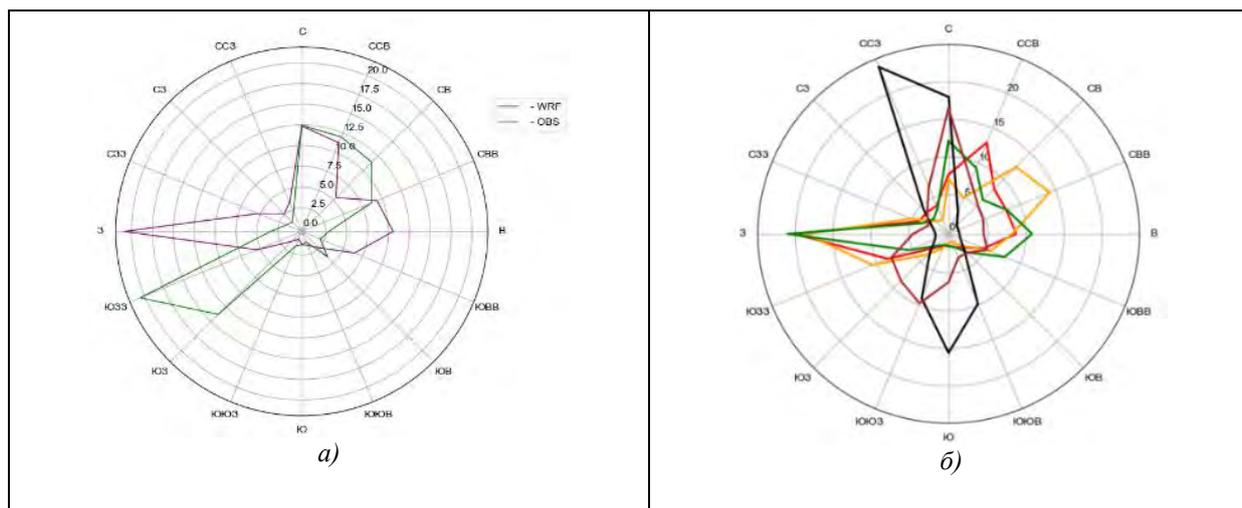


Рис. 1. Наблюдаемая и расчетная роза ветров на территории АЭС а), роза ветров для различных мест в 30-км области б)

3. Моделирование мощности дозы от постулируемых выбросов

В транспортной модели, заложенной в код НОСТРАДАМУС[5], при проведении моделирования был применен функционал уточненной дозиметрической модели, позволяющей моделировать динамику мощности дозы с учетом прямого облучения от приподнятого облака. Уточненная дозиметрическая модель включает в себя учет мощности дозы от каждого облака и рассчитывается как сумма мощности от сферы некоторого радиуса и мощности от остального пространства, и дается как выражение (1).

$$\begin{cases} \dot{D}_i^r = k A_i^r \frac{\sum_l E_l^r \mu_{E_l d} g_l^r B(R_i) \exp(-\mu_{E_l} K(E_l^r))}{4\pi \rho R_i^2}, \\ B(R_i) = 1 + R_i \frac{\mu_{E_l} (\mu_{E_l} - \mu_{E_l d})}{\mu_{E_l d}}. \end{cases} \quad (1)$$

где, \dot{D}_i^r – мощность дозы от радионуклида r , находящегося в облаке i , Зв/с;

A_i^r – активность нуклида r в i -м облаке, Бк;

$K(E)$ – коэффициент пропорциональности между экспозиционной дозой в воздухе и эффективной дозой для гамма-излучения при той же плотности потока моноэнергетических фотонов с энергией E ;

g_l^r – квантовый выход кванта l -й линии гамма-спектра нуклида r ;

$\mu_{E_l d}$ – коэффициент поглощения гамма-квантов в воздухе для энергии E_l , м^{-1} ;

μ_{E_l} – коэффициент ослабления гамма-излучения в воздухе для энергии E_l , м^{-1} ;

ρ – плотность воздуха, $\text{кг}/\text{м}^3$;

$B(R_i)$ – фактор накопления излучения;

R_i – расстояние между точкой наблюдения и источником (центром i -го облака), м;

k – постоянная, равная $5,6 \cdot 10^{11}$ Бк·с·Дж/МЭВ.

Моделирование проводилось вариантным образом с построением последовательностей метеорологических условий как выборка из метеорологических полей за три года. Таким образом, фактически проведены серии расчетов атмосферного переноса и мощности дозы с варьируемым временем начала выброса (для учета атмосферных течений, характерных для данного региона). При проведении расчетов учитывался перенос во всей области, где задана метеорология. В качестве примера, на рисунке 2, представлены результаты расчета мощности дозы в динамике.

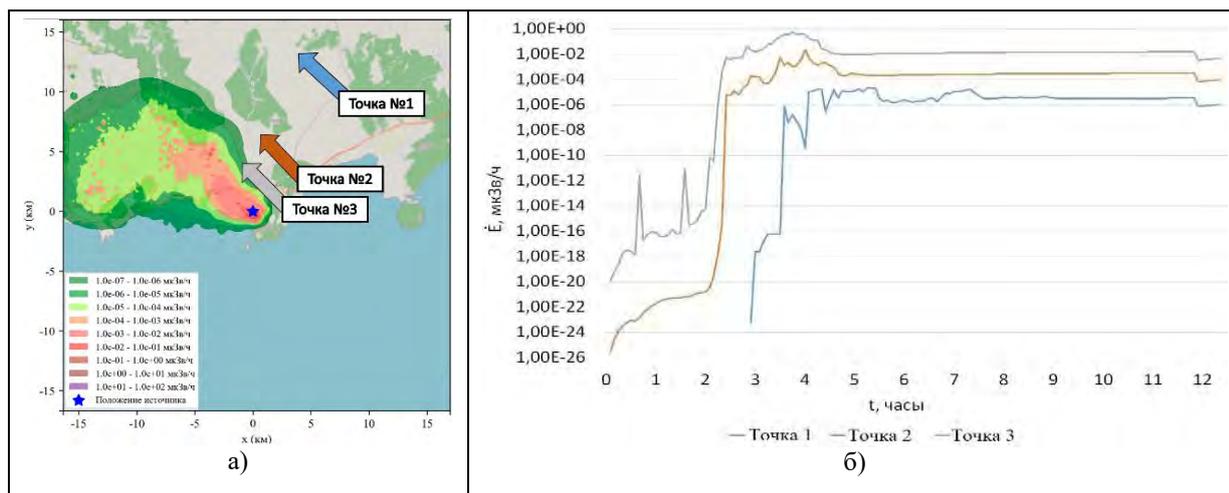


Рис. 2. Графическое представление результатов расчета мощности дозы на карте для 2го часа от начала гипотетического выброса (а). Динамика мощности дозы в некоторых точках (б) для гипотетического выброса из АЭС для одного из моментов времени постулируемого начала выброса

4. Результаты систематизации вариантных расчетов

При систематизации результатов моделирования в каждой точке расчетной области получена зависимость мощности дозы на координатной сетке от времени начала выброса с шагом 10 минут (временная динамика при прохождении облака для каждой моделируемой подпоследовательности метеорологической выборки). Если превышение уставки (0.1 мкЗв/ч) получено в результате моделирования в заданной точке, то для данного сценария считается зафиксированным. Далее для каждой точки расчетной области оценивались вероятности превышения, связанные с разными наблюдаемыми метеорологическими условиями. Ниже представлены модельные примеры демонстрации алгоритма.

Рассмотрим модельную задачу, когда вокруг АЭС вся область покрыта датчиками АСКРО в местах, где можно их поставить (исключены леса, водные поверхности и территории специального назначения), см. рисунок 3а). Тогда вероятность фиксации такой системой будет являться фактически верхним пределом возможности регистрации при любой другой конфигурации размещения датчиков АСКРО. По мере удаления от источника размеры облака растут, концентрация падает, соответственно падает физическая возможность регистрации, то есть с некоторого расстояния не исключается возможность превышения уставки МД, однако она связана в большей степени с уникальными процессами (осадки, местные условия для формирования приземных концентраций), которые не могут быть системно описаны с использованием моделей. Кроме того, измерения в этом случае не могут считаться репрезентативными для региона (горячие участки или чистые участки). Соответственно, начиная с некоторого расстояния от источника, установка датчиков, с точки зрения их функционального назначения, является малорезультативной.

Следующая модельная задача направлена на формирование количества и положения датчиков АСКРО. Её основными постулатами являются:

1. Система датчиков должна фиксировать максимальное количество выбросов при разных метеоусловиях.
2. Должен учитываться основной наблюдаемый фактор – направление розы ветров. С учетом этого первый датчик выбирается таким образом, чтобы обеспечить регистрацию максимального количества выбросов, то есть расположен по розе ветров, второй и последующие – из соображений оптимизации системы и обеспечения максимального показателя.

Рассмотрим модельную задачу без учета специфики региона, где результатом являются размещенные в секторах датчики. Расчеты с учетом фактических метеоусловий показывают, что вероятность регистрации такой системой составляет 35%, а их локация на картограмме с высотами представлена на рисунке 3 б). При этом оптимальной конфигурацией является достижение вероятности, равной 95% от максимальной вероятности по селитебной территории, а их локация представлена на картограмме с высотами на рисунке 3в). Анализируя орографию, атмосферные течения и фактические выбросы можно сделать вывод, что упрощенный подход в нестандартных условиях сформировал

положения датчиков в местах, куда облако радиоактивного выброса приходит только в очень редких случаях, поскольку доминантным является перенос по каньонам. Дальние датчики не обеспечивают регистрацию выброса, поскольку фактические условия рассеяния таковы, что его величина, которая приведет к превышениям на этих датчиках, должна быть существенная (много больше уровня 7 по ИНЭС). Однако в таком случае нивелируется суть АСКРО, поскольку, когда эта информация будет получена (облако придет в место регистрации), все мероприятия по защите населения уже будут практически бессмысленны.

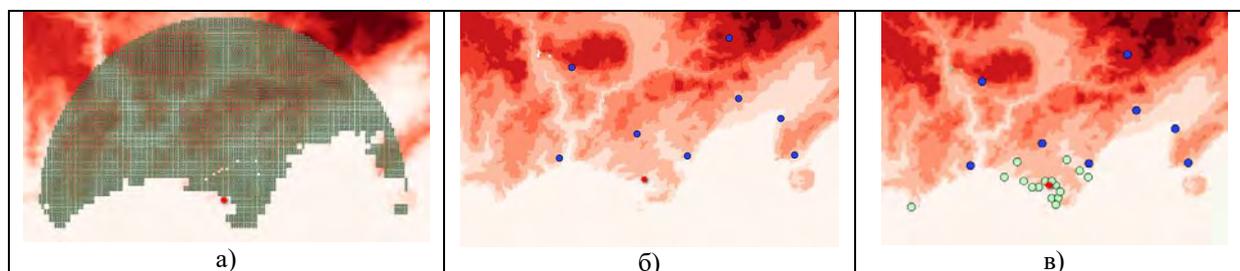


Рис. 3. - Картограмма на подложке с высотами по данным SRTM, когда вокруг АЭС вся область покрыта датчиками АСКРО в местах, где можно их поставить (а) с пространственным распределением положения планируемой системы датчиков (б) и 16-ти дополнительных датчиков (в)

Таблица 1. Вероятность фиксации выброса от количества датчиков в модельной задаче №2

Количество датчиков	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	16
Вероятность фиксации выброса	0,70	0,84	0,90	0,92	0,92	0,93	0,93	0,94	0,94	0,94	0,95

5. Заключение

Таким образом, на примере АЭС, расположенной в регионе со сложной орографией, продемонстрировано применение модели атмосферного переноса с уточненной дозиметрической моделью для реализации основных положений методики определения количества и положений АСКРО. Показано, что результаты коррелируются с картами рельефа. В результате сравнительного анализа расчетов для трех сценариев (полное заполнение области датчиками, заполнение с использованием алгоритма оснащения областей АСКРО, где по модельным оценкам фиксируется наибольшее количество дополнительных сценариев распространения, и секторный подход на основе гауссовой модели) было показано, что вероятность фиксации аварийного выброса в третьем сценарии системой датчиков составляет 35%. То есть упрощенный подход приводит к проекту расположения датчиков, которые с очень малой вероятностью решают свою задачу, тогда как для первого сценария вероятность фиксации составляет 0,82, для второго сценария – вероятность фиксации доходит до отметки 95 процентов от верхней оценки при 16 датчиках, что согласно методике есть целевой показатель при определении оптимальной конфигурации.

Литература

1. СанПиН 2.6.1.24-03 "Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций" Постановление Главного государственного санитарного врача РФ от 28 апреля 2003 г. N 69
2. Елохин А.П. Принципы размещения датчиков мощности дозы вокруг АЭС. //Атомная энергия, 1994. Т.76. Вып. 3. С. 188–193.
3. Елохин А.П., Жилина М.В., Рау Д.Ф. Метод расстановки постов АСКРО для двух и более энергоблоков АЭС./ Глобальная ядерная безопасность №1(2), 2012, с. 53-62.
4. Доклад МАГАТЭ Environmental characteristics of a release during a severe emergency at a nuclear power plant Virtual Workshop on Nuclear Power Plant Public Protective Actions and the Development of Emergency Planning Zones and Distances (EPZ/EPD) 2021
5. Труды ИБРАЭ РАН. Вып. 9: Моделирование распространения радионуклидов в окружающей среде, ИБРАЭ. –М., 2008.– с. 229.

Анализ свойств REMIX и MOX топлива, влияющих на обоснование радиационной безопасности

Лиховид Д.В., инженер ЛАКИП ОРБ ВВЭР ККАЭ

Научный руководитель: к.т.н. начальник отдела Русинкевич А.А.

НИЦ «Курчатовский институт»

тел.: (966) 181-36-30, эл. почта: Lihovid_DV@nrcki.ru

Введение

Использование MOX и REMIX топлива в ядерных реакторах позволит замкнуть ядерный топливный цикл. Замкнутый топливный цикл является эффективной системой использования урана без избыточной добычи. Однако использование плутония в MOX и REMIX топливе может существенно повлиять на эксплуатацию атомной станции с точки зрения радиационной безопасности. Для этого необходимо исследование механизмов переноса продуктов деления (ПД) в альтернативном топливе и сравнение с соответствующими механизмами в урановом топливе.

MOX топливо – смешанное оксидное ядерное топливо, содержащее несколько видов делящихся материалов. MOX топливо получают смешиванием выделенного из отработавшего ядерного топлива плутония с природным или обедненным ураном. Содержание PuO_2 может варьироваться от 1,5 до 25-30 весовых процентов. MOX топливо является альтернативой низкообогащенному урановому топливу, обычно используемому в легководяных реакторах на тепловых нейтронах.

REMIX топливо – смешанное оксидное уран-плутониевое топливо, получаемое непосредственно из неразделённой смеси урана и плутония, которые выделяются при переработке ОЯТ после подпитки природным обогащённым ураном. Содержание плутония в топливной композиции REMIX топлива около 1,5 % масс.

Анализ свойств топлива, влияющих на обоснование безопасности

Температура плавления

Теплофизические свойства и эксплуатационные характеристики MOX топлива и UO_2 обычно сравниваются для оценки влияния добавления плутония.

По результатам исследований, проведенных в работе [1], были получены зависимости температур солидуса и ликвидуса от доли оксида плутония в топливе (см. рис. 1). Температура плавления UO_2 находится в диапазоне от 2730 до 2876 °С, для PuO_2 – от 2238 до 2445 °С. Плавление MOX топлива происходит при температуре между чистыми PuO_2 и UO_2 [2].

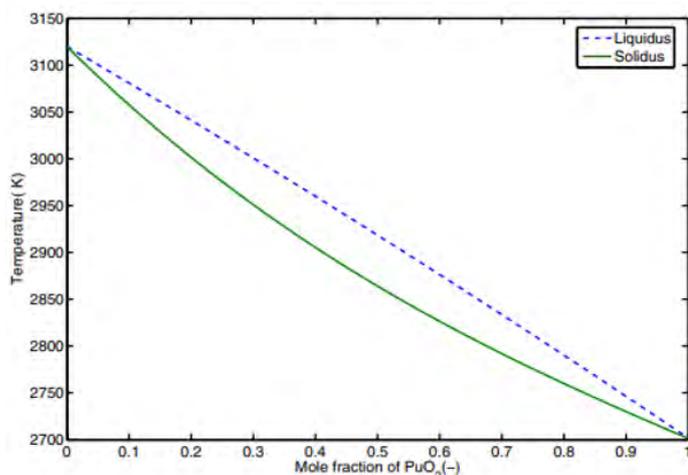


Рис. 1. Фазовая диаграмма системы UO_2 - PuO_2

Теплопроводность

Теплопроводность топлива UO_2 и MOX зависит от температуры, плотности, отклонения от стехиометрии и выгорания топлива [3]. Теплопроводность диоксидов урана и плутония уменьшается до температуры равной ~ 2000 К, а затем увеличивается с ростом температуры. На рисунке 2 показано влияние добавления PuO_2 в матрицу UO_2 на теплопроводность топлива.

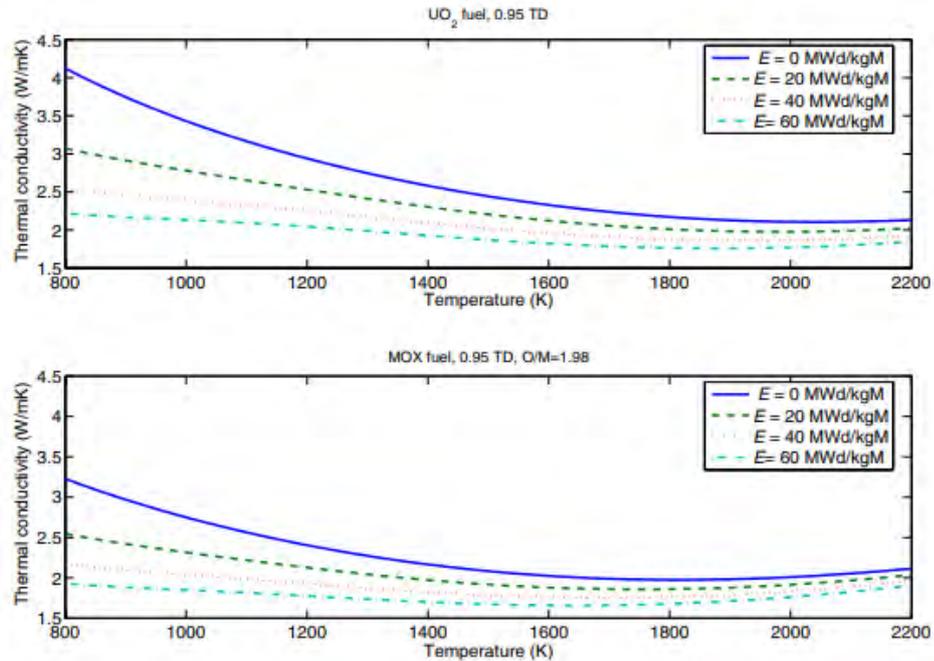


Рис. 2. Зависимость теплопроводности от температуры при различных уровнях выгорания для UO_2 и MOX топлива

В работе [4] были получены коэффициенты теплопроводности для уранового топлива и для стехиометрического и надстехиометрического MOX топлива. Согласно результатам измерений, в диапазоне от 400 до 1200 °С коэффициент теплопроводности для образца стехиометрического MOX топлива (9,9 мас.% Pu/U + Pu) меньше, чем для UO_2 примерно на 10 %.

Сравнение результатов работы [5] с недавними измерениями UO_2 показывает, что теплопроводность однородного топлива SBR (Short Binderless Route) MOX при выгорании 35 МВт·сут/кгМ существенно не отличается от теплопроводности UO_2 при том же выгорании. Добавление нескольких процентов плутония в UO_2 снижает теплопроводность свежего топлива, но существенно не изменяет теплопроводность в облученном состоянии.

Образование и выход гелия

Из результатов исследования, проведенного в работе [6], следует, что образование гелия в MOX топливе значительно выше, чем в урановом топливе. Причиной этого является образование и альфа-распад Sm-242 . Накопление гелия в матрицах, особенно в MOX топливе (примерно в четыре раза больше, чем в урановом топливе), экспоненциально возрастает с выгоранием [7]. Это приводит к повышению давления внутри твэла.

Особенности распределения плутония в топливе и пористой структуры

Выход ПД в MOX топливе чувствителен к распределению плутония в топливных таблетках. Топливо с гетерогенно распределенным оксидом плутония по топливной матрице демонстрирует более высокий выход газообразных ПД (ГПД). Для топлива, изготовленного с однородной гомогенной микроструктурой (в том числе подобной REMIX топливу), выход ниже. При усиленном делении области высокой концентрации плутония ведут себя как топливо, облученное при более высоких мощностях, с повышенной реструктуризацией зерна и более высоким выходом ГПД.

В работе [8] показано, что при выгорании в МОХ топливе образуются агломераты зёрен с повышенным содержанием плутония. Локальное выгорание агломератов в МОХ топливе намного выше, чем у остального топлива, что приводит к образованию структуры, аналогичной структуре rim-слоя [9]. Крупные агломераты с повышенным содержанием плутония, составляют около 11 % от поверхности топлива и имеют среднее выгорание в 2,5 раза выше среднего выгорания по таблетке. Продукты деления, присутствующие в крупных агломератах, составляют ~ 25 % от общего количества, и процент с ростом выгорания увеличивается. В таблице 1 приведены параметры агломератов МОХ и rim-слоя UO_2 .

Таблица 1. Параметры агломератов МОХ и rim-слоя UO_2

Характеристика	Агломераты МОХ	Rim-слой
Характерный размер зерна, мкм	1,5±0,7	0,3±0,2
Пористость, %	20-30	15-17
Размер пор, мкм	1,3-1,5	1,1-1,2

Уровень пористости в агломератах значительно выше, чем в rim-слое. Таким образом, в агломератах МОХ образуется гораздо больше ГПД, что приводит к увеличению количества пор и возможному дополнительному выходу ГПД из топливной матрицы.

Выход продуктов деления из топлива

Выход ПД из МОХ топлива зависит от целого ряда факторов: глубины выгорания, линейной мощности, способа изготовления, состава, плотности, гомогенности распределения плутония, кислородного коэффициента.

В работе [10] представлен подробный анализ выхода ГПД из твэлов с SBR МОХ топливом, облученных на блоке № 1 АЭС Бецнау до выгорания около 33 МВт·сут/кгМ. Корреляция с расчетными максимальными температурами в центре топливных таблеток с использованием расчётного кода показала, что порог выхода газообразных ПД для топлива SBR МОХ аналогичен порогу для стандартного топлива UO_2 . Следовательно, механизмы, ответственные за начало выхода ГПД в таком однородном топливе, аналогичны механизмам в UO_2 , а различия между двумя типами топлива, по крайней мере на ранних стадиях выхода ГПД, возникают из-за более высокой температуры, испытываемой МОХ топливом.

На рисунке 3 показано сравнение относительного выхода ГПД из МОХ и UO_2 топлива по результатам работы [8]. Данные по МОХ топливу демонстрируют повышенный выход ГПД при выгораниях свыше 35 МВт·сут/кгМ из-за более высокой мощности и температуры по сравнению с топливом из UO_2 , а также из-за микроструктурных факторов.

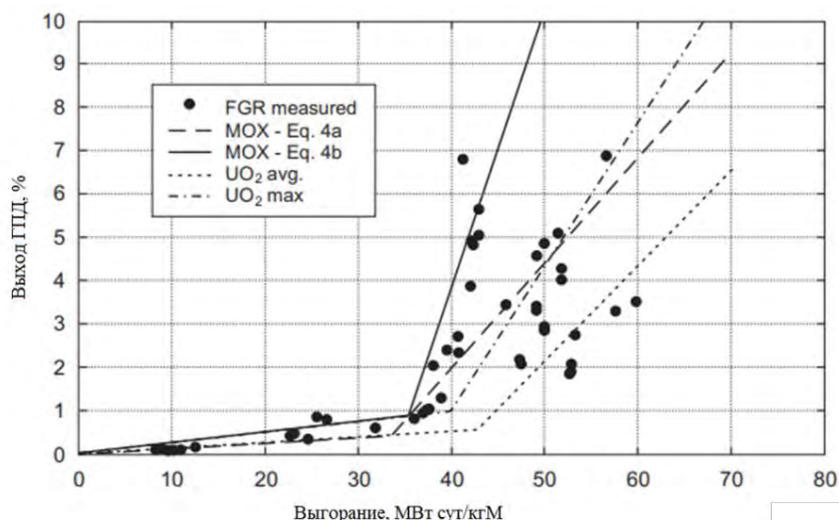


Рис. 3. Выход ГПД из МОХ топлива после облучения и сравнение с выходом ГПД из топлива UO_2

Механизм выхода ГПД в МОХ топливе в определенной степени аналогичен механизмам выхода для UO_2 . Тем не менее, существуют определенные структурные отличия между двумя видами топлива. Облучение твэлов с МОХ топливом в легководных реакторах, подтверждают тот факт, что выход ГПД из

МОХ топлива выше, чем из топлива UO_2 при аналогичных условиях эксплуатации. На рисунке 4 представлена зависимость выхода ГПД из уранового и МОХ топлива, полученная в результате облучения ТВЭЛов в реакторе PWR [11].

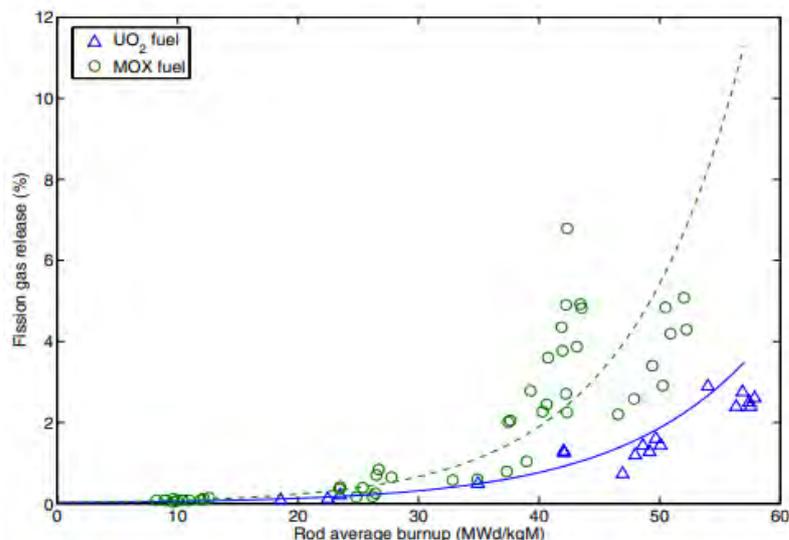


Рис. 4. Зависимость выхода ГПД из UO_2 и МОХ топлива

Заключение

В данной работе был проведен обзорный анализ свойств МОХ и REMIX топлива, влияющих на обоснование радиационной безопасности.

Среди основных результатов стоит выделить:

- коэффициент теплопроводности для МОХ топлива (с содержанием плутония 9,9 мас. %) меньше, чем для UO_2 примерно на 10 %
- с выгоранием теплопроводность МОХ топлива уменьшается (как и для уранового топлива)
- температура плавления PuO_2 изменяется в диапазоне 2238 - 2445 °С в зависимости от содержания плутония в топливе, в то время как для UO_2 топлива значения температуры плавления укладываются в интервал 2730-2876 °С
- образование гелия в МОХ топливе значительно выше, чем в урановом топливе (~ в 4 раза)
- для МОХ топлива с выгоранием свыше 35 МВт·сут/кг урана характерно образование агломератов зёрен с повышенным содержанием плутония. Такая микроструктура аналогична *rim-slo*ю, характерному для уранового топлива, и способствует повышенному выходу ГПД, однако стоит отметить, что уровень пористости в агломератах МОХ топлива значительно выше;
- механизмы, ответственные за начало выхода ГПД в однородном МОХ топливе, аналогичны механизмам в UO_2
- выход нелетучих и слабо летучих продуктов деления из МОХ топлива в области рабочих температур несколько выше, чем из топлива на основе UO_2 , для REMIX топлива выход летучих продуктов деления сопоставим с выходом из UO_2 топлива.

По результатам проведенного анализа сделан вывод о применимости используемых моделей выхода продуктов деления из топлива на основе диоксида урана для МОХ и REMIX топлива, но с введением поправок, связанных с некоторыми отличиями данных видов топлива.

Литература

1. Adamson M.G., Aitken E.A. and Caputi R.W. Experimental and thermodynamic evaluation of the melting behavior of irradiated oxide fuels. — J. of Nuclear Materials, 1985, vol. 130, p. 349-365.
2. Juan J. Carbajo, Gradyon L. Yoder, Sergey G. Popov, Victor K. Ivanov. A review of the thermophysical properties of MOX and UO_2 fuels. – J. of Nuclear Materials, 2001, vol. 299, p. 181-198.
3. Lanning D. D., Beyer C. E. and Geelhood K. J. FRAPCON-3 updates, including mixed-oxide properties. - NUREG/CR-6534, PNNL-11513, 2005, vol. 4.

4. Topliss J.R., Palmer I.D., Abeta S., Irida Y., Yamate K. Measurement and analysis of MOX physical properties. - IAEA-TECDOC—941, 1997.
5. Cozzo C., Staicu D., Pagliosa G., Papaioannou D., Rondinella V.V., Konings R.J.M., Walker C.T., Barker M.A., Hervé P. Thermal diffusivity of homogeneous SBR MOX fuel with a burn-up of 35MWd/kgHM. – J. of Nuclear Materials, 2010, vol. 400, p. 213-217.
6. Brown C., Callens C., Goll W., Lippens M. Overview on MOX fuel for LWRs: design, performance and testing. - IAEA-CSP--3/P, 2000.
7. Kamimura K., Kobayashi Y., Nomata T. Helium generation and release in MOX fuels. - International symposium on MOX fuel cycle technologies for medium and long-term deployment Book of extended synopses, 1999, p. 263–270.
8. Johnson L., Poinssot C, Ferry C., Lovera P. Estimate of the instant release fraction for UO₂ and MOX fuel at t=0. - NTB--04-08, 2004.
9. Walker C.T., Goll W., Matsumura T. Further observations on OCOM MOX fuel: microstructure in the vicinity of the pellet rim and fuel — cladding interaction. – J. of Nuclear Materials, vol. 245, 1997, p. 169-178.
10. White R.J., Fisher S.B., Cook P.M.A., Stratton R., Walker C.T., Palmer I.D. Measurement and analysis of fission gas release from BNFL's SBR MOX fuel. – J. of Nuclear Materials, 2001, vol. 288, p. 43-56.
11. Blanpain, P., Brunel, L., Thibault, X., and Trotabas, M. MOX fuel performance in the French PWRs: status and development. - Proc. ANS Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance, 2000.

Трехмерное гидрогеологическое моделирование для площадки размещения ПИЛ: текущее состояние, проблемы, перспективы

Неуважаев Г.Д., м.н.с ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н. Расторгуев А.В.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

1. Введение

При обосновании безопасности для ПГЗРО в соответствии с Российскими нормативными документами и международными рекомендациями необходимо выполнение прогнозных модельных расчетов на период потенциальной опасности размещаемых радиоактивных отходов (РАО).

Гидрогеологическое моделирование процессов, определяющих перенос радионуклидов в геологической среде, является одним из основных инструментов при обосновании безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов и один из самых сложных этапов по выполнению прогнозных модельных расчетов заключается в создании гидрогеологической модели и её параметризации.

В обосновании безопасности существует «проблема доверия» к достоверности значений тех индикаторов безопасности, которые будут получены в результате численного моделирования на период после закрытия хранилища в отдаленном будущем [1]. Поэтому одной из основных задач ПИЛ является изучение характеристик и свойств геологических пород на глубине предполагаемого размещения ПГЗРО, которые являются исходными данными для создания гидрогеологических моделей. Полученные результаты и корректная параметризация гидрогеологических моделей, с последующими многовариантными расчетами, позволит ответить на вопрос о возможности или не возможности окончательной изоляции радиоактивных отходов.

2. Гидрогеологическая основа и существующие неопределенности

Информация о гидрогеологических условиях объекта базируется на пионерных для нашей страны исследованиях АО Красноярскгеология [2] проводившихся последнее время на участке Енисейский. Интерпретацией этих результатов являются все сегодняшние модельные разработки. При этом в моделях отражаются неопределенности, связанные со сложностью данных исследований и неоднозначностью полученных результатов. Такими неопределенностями является отсутствие у специалистов единого взгляда на схему разрывных нарушений в районе участка, роли разрывных нарушений в проницаемости массива, направление движения подземных вод.

Разработанные модели

На сегодняшний день разработаны модели по участку Енисейский различной степени сложности и с использованием различных средств моделирования. Так, ученые ИГЕМ РАН в работе [3] рассматривают модели течения подземных вод, теплопереноса в подземной среде и миграции радионуклидов при помощи численного моделирования на основе собственного конечноразностного кода. Пространственная неоднородность была построена стохастически на основе статистических данных о фильтрационных параметрах, полученных по результатам полевых пакерных исследованиях. К сожалению, такой подход не дает возможности полноценно учесть конструкцию предполагаемого хранилища и геологическое строение участка, соответственно результаты могут быть использованы только в качестве предварительных приближенных оценок. Тем не менее, для получения достоверных оценок на более поздних этапах обоснования безопасности будут необходимы более детальные модели, для создания которых необходимо пользоваться специализированными (а в контексте федеральных нормативных документов еще и обязательно аттестованными) программными средствами или общепринятыми мировыми программными кодами типа MODFLOW, MT3DMS, FEFLOW, CONNECTFLOW, GMS [4,5,6,7,8].

В работе [10] ученые из ИГЭ РАН приводят расчеты в рамках концепции эквивалентной пористой среды с помощью программного комплекса Processing Modflow [5,6], а также результаты моделирования, выполненные в рамках решения сопряженной задачи двухфазной фильтрации и теплопереноса на основе программного кода TOUGH2 [11]. Полученные результаты могут быть использованы как для

предварительных оценок по участку Енисейский, так и для последующего усовершенствования существующих моделей с появлением новых данных. Авторы приходят к выводу на основе трехмерного моделирования, что на участке размещения объекта отсутствует восходящий поток подземных вод, который мог бы потенциально повлиять на мелкую речную сеть. Впрочем, специалисты ИБРАЭ РАН [12], проанализировав первичный материал и результаты ранее выполненных работ, приходят к тому, что могут существовать каналы гидравлической связи глубоких горизонтов с дневной поверхностью, а также существование на уровне горизонтов проектируемого сооружения структурно обусловленного восходящего потока подземных вод северо-северо-восточного простирания.

Этот пример поднимает очень важный в контексте обоснования долговременной безопасности вопрос анализа и сравнения альтернативных моделей. В силу того, что любая модель геологической среды является упрощением, наличие нескольких концептуализаций неизбежно, и учитывать соответствующие неопределенности и то, как они влияют на итоговые оценки безопасности, обязательно нужно [13].

В работах [15,16] специалисты ИБРАЭ РАН продемонстрировали один из возможных вариантов геофильтрационной модели, модель выполнена с помощью расчетного кода GeRa/V1, который предназначен для трехмерного геофильтрационного и геомиграционного моделирования [9]. Калибровка модели была выполнена при помощи эвристических оптимизационных методов, что позволило получить хорошее приближение между фактическими и модельными значениями напоров подземных вод. Однако, данная модель имела ряд ограничений, т.к. она была выполнена в профильной постановке и в пределах лицензионной площади, в ходе калибровки модели было выявлено, что модель чувствительна к граничным условиям (ГУ). Основным выводом, который был получен в результате моделирования, заключается в том, что необходимо учитывать элементы геологического строения с различными модулями трещиноватости. Такое выделение элементов геологического строения важно, как для геофильтрационной задачи, так и для последующих геомиграционных оценок.

Для оценки параметров структурных элементов специалистами ИБРАЭ РАН были построены трехмерные модели участка Енисейский [17], где проводились опытно-фильтрационные работы. В результате были смоделированы две кустовые откачки из скважин 7Ц и 2Ц. Для моделирования использовалась программа Groundwater Modeling System 10.4 [8]. По результатам выполненного исследования коэффициент фильтрации матрицы оказался в 2—3 раза ниже, чем при аналитической обработке. В данной работе авторам удалось определить коэффициенты фильтрации основных структурных элементов, которые являются наиболее важными гидрогеологическими характеристиками массива. Они необходимы для построения геофильтрационных моделей, являющихся основой для последующих геомиграционных прогнозов. Подтвердить или опровергнуть эти предварительные результаты помогут поинтервальные нагнетания, которые планируется провести в ближайшее время на участке «Енисейский» [18].

Отличительная особенность гидрогеологического моделирования в кристаллических породах заключается в том, что необходимо проводить расчеты как в рамках моделей сплошной среды, так и на основе концепции дискретной среды. Наиболее оптимальными методами расчета течения в трещиновато-пористой среде является модель единого континуума и модель сети дискретных трещин и матрицы Discrete Fracture Matrix (DFM). Так, ученые из ИБРАЭ РАН [19] продемонстрировали результаты моделирования, выполненные в рамках DFM подхода. С его помощью в модели учтены разрывные нарушения третьего порядка. Модель откалибрована по результатам наблюдений в исследовательских скважинах. Проведен расчет миграции несорбируемого трассера. Также в данную модель дальней зоны добавлены элементы конструкции ПГЗРО согласно одной из ранних концепций размещения отходов. Проведен расчет водопритоков в горные проходки на этапе эксплуатации захоронения, продемонстрирован возможный вклад разрывных нарушений в величину водопритока.

В работе [20] рассмотрено моделирование процессов фильтрации и переноса загрязнителя в ближней зоне ПГЗРО. Модель позволяет учесть структурные особенности пункта захоронения, такие как скважины для размещения РАО 1 класса, камеры захоронения, транспортные тоннели, каньоны и др. Продемонстрированы возможности создания расчетных сеток для геометрически сложных объектов в расчетном коде GeRa. В результате численного моделирования показано, что конструктивные особенности пункта захоронения и его расположение относительно направления фильтрационного потока оказывают существенное влияние на процесс выхода загрязнителя за пределы пункта захоронения в дальнюю зону.

Подытожить все вышеизложенное хотелось бы несколькими соображениями. Учитывая различные особенности существующих моделей, встает вопрос о необходимости анализа тех неопределенностей, которые в них закладываются. Во многих рассматриваемых моделях многовариантные расчеты были выполнены, а полученные результаты дают представление о дальнейших шагах по изучению участка Енисейский, тем не менее, системный учет неопределенностей еще предстоит провести.

3. Существующие неопределенности

Если рассматривать количественные данные, то до сих пор отсутствуют данные по истинным скоростям движения подземных вод, движущихся по проницаемым зонам, по горной части ГХК (Горно-химический комбинат). Отдельным вопросом можно выделить отсутствие информации о количестве воды, которое расходуется на инфильтрационное питание грунтовых вод, а какое уходит с поверхностным стоком.

Остаются открытыми вопросы, связанные с геологическим строением, гидрогеологическими условиями и геоэкологической обстановкой на вероятных путях миграции радионуклидов. Необходимо исследовать пути миграции по направлению линии разгрузки потока подземных вод от объекта окончательной изоляции радиоактивных отходов до р. Енисей и р. Шумиха, а также определить возраст вод по линии разгрузки потока подземных вод в р. Енисей и р. Шумиха. Полученные оценки помогут внести корректировки в существующие модели или инициировать создание принципиально новых с учетом новых данных по участку Енисейский.

4. Перспективы развития

В настоящее время на территории площадки подземной исследовательской лаборатории проводятся исследования по изучению распределения напоров в разрезе и выявлению наиболее проницаемых интервалов разреза. В работе [18] приводится схема эксперимента, которая применяется в настоящее время. После нагнетаний в различные интервалы и их интерпретации проводится сопоставление полученных данных для каждой скважины. Главным результатом исследований является выделение интервалов с повышенными фильтрационными свойствами, что необходимо для последующего более точного построения гидрогеологических моделей.

В дальнейшем, в рамках DFN-подхода планируется провести расчеты в пределах ближней зоны захоронения, с учетом процессов переноса загрязнителя в растрескавшемся бетоне инженерных барьеров безопасности, где необходимо сопряжение решения задач фильтрации и переноса по трещинам и расчета химических реакций с учетом изменения свойств трещин (в процессах осаждения и растворения). Дальнейшее развитие DFN-модели планируется по пути реализации данной сопряженной модели.

5. Заключение

На сегодняшний день созданы различные модели в различных расчетных кодах. В каждой из модели можно найти как слабые стороны, так и сильные. Однако, существующие неопределенности, которые закладываются в эти модели, вносят свою неоднозначность в итоговый результат моделирования. В конечном итоге, с получением новых данных и применением более продвинутых подходов к моделированию, результаты моделирования становятся более достоверными. Такой итеративный подход позволяет с каждым разом более качественно описывать моделируемые процессы и делать дальнейшие шаги на пути изучения участка Енисейский.

Литература

1. Falck W. E., Nilsson K.-F. Geological Disposal of Radioactive Waste: Moving Towards Implementation. — Luxembourg: European Communities, 2009. 52 p
2. Озерский А.Ю., Караулов В.А. Гидрогеологические исследования при изысканиях для подземного строительства в пределах массива кристаллических пород в южной части Енисейского кряжа // Инж. изыскания. 2012. № 11. С. 52–59.
3. Научные основы оценки безопасности геологической изоляции долгоживущих радиоактивных отходов (Енисейский проект) / Б. Т. Кочкин, В. И. Мальковский, С. В. Юдинцев. — Москва: ИГЕМ РАН, 2017. — 384 с.

4. Diersch, Hans-Jörg G., FEFLOW – Finite element modeling of flow, mass and heat transport in porous and fractured media, Springer, 2014, Berlin Heidelberg, XXXV, 996p.
5. Harbaugh, A.W., 2005, MODFLOW-2005, the U.S. Geological Survey modular groundwater model -- the Ground-Water Flow Process: U.S. Geological Survey Techniques and Methods 6-A16.
6. Pollock, D.W., 2016, User guide for MODPATH Version 7 -- A particle-tracking model for MODFLOW: U.S. Geological Survey Open-File Report 2016-1086, 35 p., <http://dx.doi.org/10.3133/ofr20161086>.
7. Hartley L J, Holton D, 2003. CONNECTFLOW (Release 2.0) Technical Summary Document. SERCO/ERRA-C/TSD02V1.
8. GMS 10.4.URL: <https://www.aquaveo.com/software/gms-groundwater-modeling-system-introduction>
9. Капырин И.В. и др. Интегральный код GeRa для обоснования безопасности захоронения радиоактивных отходов // Горный журнал. 2015. № 10. С. 44–50. <https://doi.org/10.17580/gzh.2015.10.08>
10. Румынин В. Г. Опыт изучения глинистых толщ и кристаллических массивов как геологических сред для окончательной изоляции РАО // Радиоактивные отходы № 1 2017 С 43—54
11. Pruess K., Oldenburg C., Moridis G. TOUGH2 User's guide. v.2.0, LBLN-43134. 1999.
12. Морозов О. А., Расторгуев А. В., Неуважаев Г. Д. Оценка состояния геологической среды участка Енисейский (Красноярский край) // Радиоактивные отходы. 2019. № 4 (9). С. 46—62. DOI: 10.25283/2587-9707-2019-4-46-62
13. Genty, Alain. (2009). Performance Assessment Methodologies in Application to Guide the Development of the Safety Case.
14. Finsterle S. Et al. Conceptual uncertainties in modelling the interaction between engineered and natural barriers of nuclear waste repositories in crystalline rocks // Geological Society, London, Special Publications. – 2019. – Vol. 482. – № 1. – P. 261-283. – DOI: 10.1144/SP482.12.
15. Разработка геофильтрационной модели для участка «Енисейский» и оптимизация ее параметров при помощи гибридного оптимизационного алгоритма. Валетов, Г. Д. Неуважаев, В. С. Свительман. // Известия РАН. Энергетика, 2020, № 1, стр. 128-137.
16. Substantiation of the rock massif permeability based on packer tests Georgii Neuvazhaev and Alexandr Rastorguev E3S Web Conf., 98 (2019) 10004
17. Расторгуев А. В., Неуважаев Г. Д., Смирнов К. Д. Интерпретация опытно-фильтрационных работ из несовершенных скважин в слабопроницаемом скальном массиве с учетом потока в стволе совершенной наблюдательной скважины на примере участка «Енисейский» // Радиоактивные отходы. 2021. № 3 (16). С. 61—71. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-3-61-71.
18. Тесля В. Г., Расторгуев А. В. Особенности планирования детального изучения гидродинамических и гидрохимических свойств участка «Енисейский» Нижнеканского массива // Радиоактивные отходы. 2020. № 4 (13). С. 58—70. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-4-58-70.
19. Neuvazhaev G. [и др.]. 3D hydrogeological modeling of Deep Geological Disposal in the Nizhnekansky Rock massif 2020.С. 21509.
20. Григорьев Ф. В., Пленкин А. В., Капырин И. В. О необходимости учета конструкции пункта глубинного захоронения РАО при моделировании поступления радионуклидов в дальнюю зону // Радиоактивные отходы. — 2018. — No 3(4). — С. 95—101

Формирование ансамбля моделей подоблачного вымывания для оценки характеристик неопределенности при моделировании влажного осаждения дождевыми каплями

Осадчий А.С., студент 5 курса НИЯУ МИФИ

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: osadchiy@ibrae.ac.ru

1. Введение

В ИБРАЭ РАН ведется развитие системы моделирования аварийных процессов и параметров радиационной обстановки в случае тяжелых аварий на АЭС с выходом радиоактивных веществ в атмосферу. Основной проблемой, остро проявившей себя в ходе аварии на АЭС Фукусима-1 в части прогностического моделирования, стал фактор неопределенности, который не был заложен в ранее использовавшиеся коды. Сложные метеорологические условия, разрушенная инфраструктура и многоблочная авария привели к серьезным разночтениям между модельными оценками и наблюдаемыми величинами. Исправить ситуацию должен ансамблевый подход [2] – метод учета различного рода неопределенностей в задачах анализа и прогноза аварий на ОИАЭ. Среди множества факторов к значимым, с точки зрения конечного результата, [3] относится влажное осаждение, которое при наличии осадков, является ключевым процессом в формировании поверхностных выпадений и, как следствие, дозы (внешнее облучение от поверхностных выпадений и внутреннее от непреднамеренного заглатывания).

В настоящей работе предложен метод построения мультимодельного ансамбля для описания подоблачного вымывания аэрозолей (в ближней зоне, роль внутриоблачного вымывания, в большинстве случаев, оказывается незначительной [1]).

Таким образом, целью настоящей работы является формирование ансамбля моделей подоблачного вымывания. Для этого из работ [1, 4, 8] был сформирован набор моделей подоблачного вымывания, учитывающих различные физические процессы, а также размерное распределение гидromеторов, также из работ по исследованию [6, 7, 8] подоблачного вымывания были определены экспериментальные данные. В результате, для построения мультимодельного ансамбля были отобраны модели, обеспечивающие несмещенность оценки, а также дисперсию, покрывающую разброс экспериментальных данных.

2. Подоблачное вымывание

Основным параметром, определяющим подоблачное вымывание аэрозольных частиц в моделях атмосферного переноса, является коэффициент подоблачного вымывания, Λ (1/с), с учетом распределения дождевых капель по размерам [5]:

$$\Lambda(d) = \int_0^{\infty} E(D, d) V(D) \frac{\pi D^2}{4} N(D) dD$$

где $E(D, d)$ – эффективность захвата капель, $V(D)$ – предельная скорость капли, м/с, $N(D)$ – функция распределения дождевых капель по размерам, $1/m^4$, D – диаметр капли, м.

Под эффективностью захвата E понимают отношение общего числа столкновений, происходящих между частицами и каплями, к общему количеству налетающих частиц на площади, равной эффективной площади поперечного сечения капли. Эффективность захвата учитывает вклады отдельных физических процессов, среди них: Броуновская диффузия, инерционный захват и зацепление частицы, а также диффузиофорез и термофорез.

Существует целый ряд различных моделей для оценки эффективности захвата, они отличаются параметризациями вышеописанных физических процессов. В данной работе исследовались следующие модели расчета E : модель Slinn [8], далее модель SL84; расширенная модель SL84+ [9], учитывающая вклады термо и диффузиофорезов; модель Припачкина [1], далее PR19. В таблице 1 приведены формулы описания эффективностей и обозначения переменных.

Таблица 1. Эффективности захвата, а также вклады отдельных процессов.

Процессы	SL84	PR19
Эффективность захвата	$E(d, D) = E_{Br} + E_{int} + E_{ine}$	$E(d, D) = 1 - e^{-\gamma}$ $\eta = \eta_D + \eta_{st} + \eta_{DK}$ γ – коэффициент, зависящий от макроскопических параметров фильтрующей среды $\sim 1,0$
Броуновская диффузия	$E_{Br} = \frac{4}{ReSc} (1 + 0.4Re^{\frac{1}{2}}Sc^{\frac{1}{3}} + 0.16Re^{\frac{1}{2}}Sc^{\frac{1}{2}})$	$\eta_D = \frac{4 \times (1 + 0.4Re^{\frac{1}{2}}Sc^{\frac{1}{3}})}{ReSc}$
	$Re = \frac{\rho_1 \cdot D \cdot u(D)}{\mu}$ – число Рейнольдса, вычисленное для дождевой капли диаметром D , $Sc = \frac{\mu}{\rho_1 \cdot D_{diff}}$ – число Шмидта	
Зацепление	$E_{int} = 4 \frac{d}{D} \left[\frac{\mu}{\mu_w} + \frac{d}{D} \left(1 + 2Re^{\frac{1}{2}} \right) \right]$	$\eta_{DK} = 4 \frac{d}{D} \left[\frac{\mu}{\mu_w} + \frac{d}{D} \left(1 + 2Re^{\frac{1}{2}} \right) \right]$
	μ, μ_w – динамическая вязкость воздуха и воды, соответственно, Па·с	
Инерционный захват	$E_{ine} = \left(\frac{St - St_*}{St - St_* + \frac{2}{3}} \right)^{3/2}$	$\eta_{st} = \frac{St - St_*}{St}$
	$St_* = \frac{1.2 + 1/12 \ln(1 + Re)}{1 + \ln(1 + Re)}$ – критическое число Стокса, $St = \frac{\rho d^2 c_c V}{9 \mu D}$ – число Стокса	
Термофорез	$E_{th}(d, D) = \frac{4 \alpha_{th} (2 + 0.6 Re^{\frac{1}{2}} Pr^{\frac{1}{3}}) (T_a - T_s)}{V(D) D}$	
	$\alpha_{th} = \frac{2 c_c (k_a + \frac{5\lambda}{D k_p}) k_a}{5 Pr (1 + \frac{6\lambda}{D}) (2 k_a + k_p + \frac{10\lambda}{D})}$, $Pr = \frac{c_p \mu_a}{k_a}$ – Число Прандтля, $Sc_w = \frac{\mu_a}{\rho_a D_{diffwater}}$ – число Шмидта	
Диффузиофорез	$E_{dph}(d, D) = \frac{4 \beta_{dph} (2 + 0.6 Re^{\frac{1}{2}} Sc_w^{\frac{1}{3}}) \left(\frac{p_s^0}{T_s} - \frac{p_a^0 RH}{T_a} \right)}{V(D) D}$	
	$\beta_{dph} = \frac{T_a D_{diffwater}}{P} \sqrt{\frac{M_w}{M_a}}$, $D_{diffwater}$ – коэффициент диффузии водяного пара в воздухе, м ² /с, T_a и T_s – абсолютная температура поверхности капли, частицы, К, p_s^0 , p_a^0 – давление водяного пара при температурах T_a , T_s , Па, k_a , k_p – теплопроводность воздуха, частиц, Вт/м·К, M_w , M_a – молекулярная масса воды и воздуха, а. е. м.	

Предельная скорость капли $V(D)$ – максимальная вертикальная скорость, которую достигает капля при падении в случае, когда сила тяготения уравнивается с силой сопротивления среды. В данной работе исследовались параметризации KS69, AU77, WL84, BS50, основанные на данных работы [4]. Для описания размерного распределения дождевых $N(D)$ исследовались: экспоненциальное распределение MP48, а также логнормальное распределение FL86, параметры которых также приведены в работе [4].

3. Результаты и обсуждение

На основе представленных моделей эффективности захвата, предельной скорости капли и размерного распределения был сформирован набор моделей подоблачного вымывания из 24 самостоятельных моделей, который затем тестировался на экспериментальных данных для выбора моделей, пригодных для включения в ансамбль. Исходные параметры для моделирования выбирались в соответствии с условиями экспериментов.

Таблица 2. Модели подоблачного вымывания, включенные в ансамбль.

N	Эффективность захвата	Распределение капель	Предельная скорость капель	N	Эффективность захвата	Распределение капель	Предельная скорость капель
1	SL83	MP48	KS69	13	SL83+	MP48	WL84
4	SL83	FL86	AU77	14	SL83+	FL86	WL84

На рисунке 1 представлены гистограммы значений нормированной систематической ошибки FB для обеих групп диаметров. На гистограмме, представленной на рисунке 1(а) видно, что для мелкодисперсной группы все модели, основанные на эффективности SL84, недооценивают значения коэффициента λ , в то время как модели, основанные на SL84+ (учитывающие термо и диффузию форезы), наоборот, переоценивают. Это может быть связано с ограниченностью экспериментальных данных в мелкодисперсной области аэрозоля. В грубодисперсной области рис. 1(б) модели имеют как положительные, так и отрицательные значения FB. В соответствии с полученными результатами, для построения мультимодельного ансамбля были выбраны модели под номерами 1, 4, 13, 14 (Таблица 2).

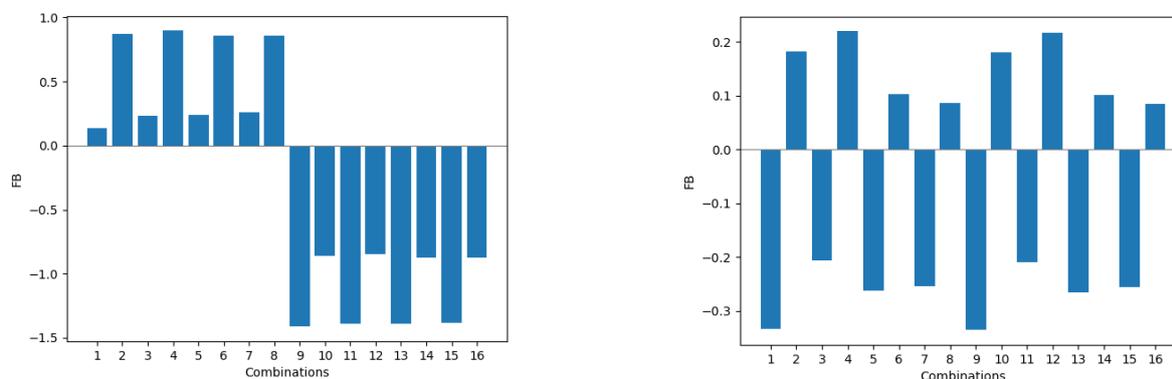


Рис. 1. Гистограммы значений FB для моделей подоблачного вымывания под номерами 1-16, мелкодисперсная группа (а), грубодисперсная (б).

Также была построена ранговая гистограмма, представленная на рисунке 2. Ранговая гистограмма формируется путем сопоставления данных измерений и результатов, полученных с использованием членов ансамбля. Для построения определяется интервал в ансамбле, куда попадает измерение и наносится в виде ранга на гистограмму. Равные ранги у всех членов ансамбля – идеальный ансамбль. Из рисунка видно, что практически все экспериментальные значения равномерно распределены между членами ансамбля, что свидетельствует о соответствии дисперсии, формируемой построенным таким образом мультимодельным ансамблем, дисперсии экспериментальных данных.

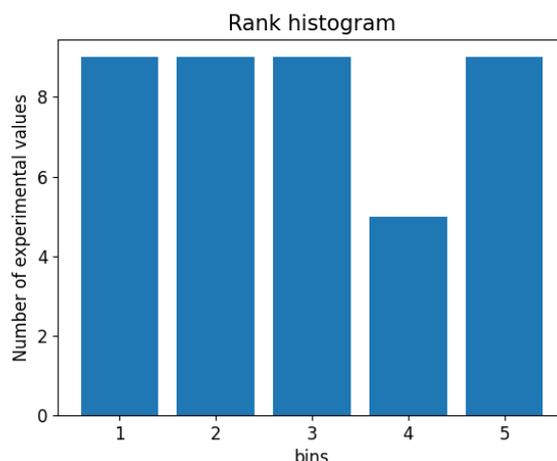


Рис.2. Ранговая гистограмма ансамбля, построенного по моделям 1, 4, 13, 14.

4. Заключение

В результате работы получена обоснованная структура мультимодельного ансамбля для описания подоблачного вымывания частиц аэрозоли в атмосфере. С использованием ранговых гистограмм – стандартного метода анализа качества ансамбля показано, что дисперсия прогноза соответствует наблюдаемым характеристикам. Анализ полученных результатов показал, что ансамбль покрывает ~80% экспериментальных данных, при выполнении условия пренебрежимо малой относительной систематической ошибки ($FB \sim 0,3$).

Литература

1. Припачкин Д.А., Будыка А. К. Влияние параметров аэрозольных частиц на их вымывание из атмосферы дождевыми каплями, Известия РАН. Физика атмосферы и океана, 2020, Т. 56, № 2, стр. 203-209.
2. Périllat R, Korsakissok I, [et al], Using meteorological ensembles for atmospheric dispersion modelling of the Fukushima nuclear accident. Bologna, Italy, 9-12 October 2017.
3. Korsakissok I, [et al], 2020. Ranking uncertainties in atmospheric dispersion modelling following the accidental release of radioactive material. Radioprotection 55, S51–S55.
4. Wang X, Zhang L, [et al], Uncertainty assessment of current size-resolved parameterizations for below-cloud particle scavenging by rain, Atmos. Chem. Phys., 10, 5685–5705.
5. Seinfeld J, and Pandis S, 2016, Atmospheric Chemistry and Physics, 3rd ed., 1152 pp.,
6. Sparmacher H, [et al.], 1993, Below-cloud scavenging of aerosol particles: particle-bound radionuclides. Experimental. Atmospheric Environment 27A (4), 605–618.
7. Baklanov B, [et al.], 2001, Parameterization of radionuclides deposition in atmospheric long-range transport modelling. Physics and Chemistry of the Earth B 26 (10), 787–799.
8. Slinn W. G. N., Precipitation scavenging, in: Atmospheric Sciences and Power Production – 1979, chap. 11, Division of Biomedical Environmental Research, U.S. Department of Energy, Washington, D.C., 1983.
9. Andronache C, [et al.], Scavenging of ultrafine particles by rainfall at a boreal site: observations and model estimations, Atmos. Chem. Phys., 6, 4739–4754, doi:10.5194/acp-6-4739-2006, 2006.

Интерполяция значений измерений в задаче оценки объемов и характеристик образования РАО при выводе из эксплуатации

Рукавичникова А.А., инженер-исследователь ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.ф.-м.н. Савельева-Трофимова Е.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

1. Введение

Планирование и реализация проектов по выводу из эксплуатации объектов атомной энергии – сложный и многопрофильный процесс, в ходе которого ставится много исследовательских задач. Одна из таких задач связана с оценкой объемов образования и характеристик РАО на этапе планирования работ по ВЭ. Эта информация является базисом для последующих решений, связанных с ранжированием по уровню загрязнения, составу и способам дальнейшего обращения.

Основным источником исходных данных для определения характеристик РАО являются результаты комплексного инженерного и радиационного обследования (КИРО). На основе полученной в результате КИРО картины загрязнения зданий и сооружений оцениваются объемы образования РАО и промышленных отходов, содержащих повышенное количество радионуклидов.

В работе [1] была определена методика расчета объема образования РАО с применением информационной модели. Последовательность действий включает в себя следующие этапы:

- а) создание семейств для представления в модели элементов КИРО,
- б) полуавтоматизированное внесение данных КИРО в модель,
- в) интерполяция данных КИРО,
- г) построение элементов картограмм с использованием результатов интерполяции

Целью данной работы является создание инструментов, обеспечивающих выполнение преобразования и интерполяции данных КИРО приведенной методики.

2. Этапы проведения интерполяции

После внесения данных КИРО в модель формируется файл в формате Excel, который передается для выполнения интерполяции с использованием процедур на языке Python. Как правило, в передаваемых данных представлена такая информация как:

- углы зданий и помещений (название помещения и координаты: x, y, z),
- точки измерений (название помещения и координаты мест проведения измерений в помещениях зданий: x, y, z),
- измеренные радиационные характеристики (удельная активность по виду излучения или плотность потока частиц (альфа, бета, гамма в различных комбинациях)).

Шаг 1: Обработка файла и поиск ошибок.

Вследствие того, что процесс внесения данных полуавтоматизированный, встречаются разнообразные ошибки.

На момент написания работы реализованы следующие виды проверок для следующих ошибок:

Интерполяция проводится в рамках одного среза (т.е. для точек с одинаковым параметром z), а добавление точек, в зависимости от детальности переданных данных, в рамках отдельного помещения или этажа, для которого заданы углы. Результаты измерений вносятся в модель на основе приборных данных с автоопределением координат, таким образом значения z могут отличаться даже в рамках

одного небольшого помещения, и как следствие возникают ситуации, когда для точки с измерениями не приведены данные об углах или углов в помещении оказывается менее 4. Сведения об ошибках, которые могут быть проверены формально, записываются в автоотчет об ошибках.

Контур помещения задается последовательностью углов для помещений с одним названием и высотой (z). Если на этаже несколько однотипных помещений, например, коридоров, то важно следить, чтобы их названия различались. Для того чтобы убедиться, что полученные на основе данных контуры помещений верны, реализована визуальная проверка как показано на рисунке 1.

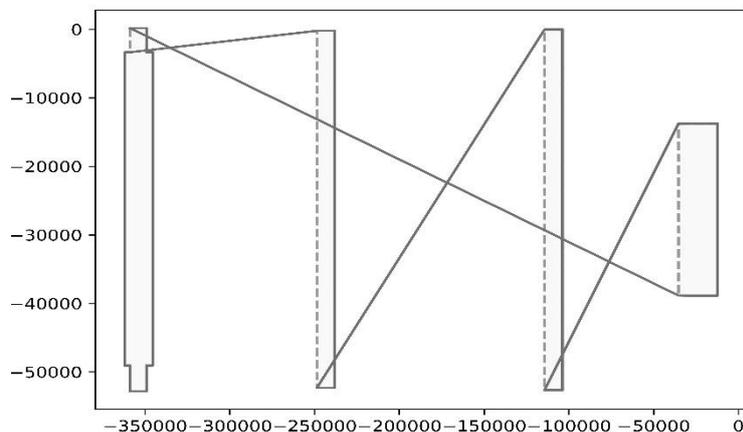


Рис. 1. Темная сплошная линия показывает контур, полученный на основе переданных данных, пунктирная линия показывает реальные контуры помещений.

Указанные проверки предполагают наличие специалиста, который может исправить ошибки и оценить пригодность полученных данных. После того как пригодность данных подтверждена создаются рабочие файлы и исполняются процедуры на языке Python следующих шагов.

Шаг 2: Добавление точек.

Количество и качество измерений полученных при проведении КИРО разных объектов существенно отличается. Чаще остальных наблюдаются следующие особенности данных:

- относительно малое количество точек измерений в конкретном помещении;
- наличие выколотых (одноточечных) пиков на общем фоне низких значений;
- неравномерное распределение точек по поверхности.

Чтобы составить картограммы загрязнений по различным измеренным величинам, а также определить объемы образования РАО и промышленных отходов, содержащих повышенное количество радионуклидов необходимо увеличить количество точек так, чтобы их распределение по поверхности было равномерным. Для преобразования данных была выбрана треугольная сетка, построенная на основе триангуляции Делоне [2].

Такая сетка позволяет включить в результат все исходные данные в неискаженном виде, так как они являются ее узлами. Алгоритм построения интерполяционной сетки кратко можно описать следующим образом:

- построение исходной триангуляции Делоне из набора исходных точек в том числе углов помещения;
- вычисление площадей треугольников и полигонов Вороного;
- выделение треугольников с площадью больше заданной и включение в каждый из них новой точки, равноудаленной от всех углов;
- проверка выполнения условий останова.

Шаг 3: Интерполяция.

После получения треугольной сетки производится интерполяция значений измеренных радиационных характеристик для целого этажа, т.е. группы помещений с одинаковым параметром z . В работе используется локальный линейный интерполятор с весовыми коэффициентами, обратно пропорциональными квадрату расстояния до оцениваемой точки (метод обратных квадратов) [3]. Такой метод позволяет рассчитать значение в каждом узле сетки, усредняя значения опорных точек в заданной окрестности данного узла. При этом выполняется условие: ближайшая точка вносит больший вклад (вес) в интерполируемое значение, чем более удаленная.

В работе расчет производится по трем ближайшим точкам.

Результаты записываются в текстовые файлы (отдельный по каждому этажу) с заранее заданной структурой и передаются для последующей загрузки в модель и построения в модели картограмм загрязнения.

Все шаги объединены интерфейсом (рисунок 2), в котором пользователю нужно лишь выбрать файл, вписать название листа, на котором приведены данные, и указать, как обозначен угол в колонке «Название точки» с учетом регистра. Результаты выполнения шагов отображаются у пользователя в виде всплывающих окон с сообщениями.

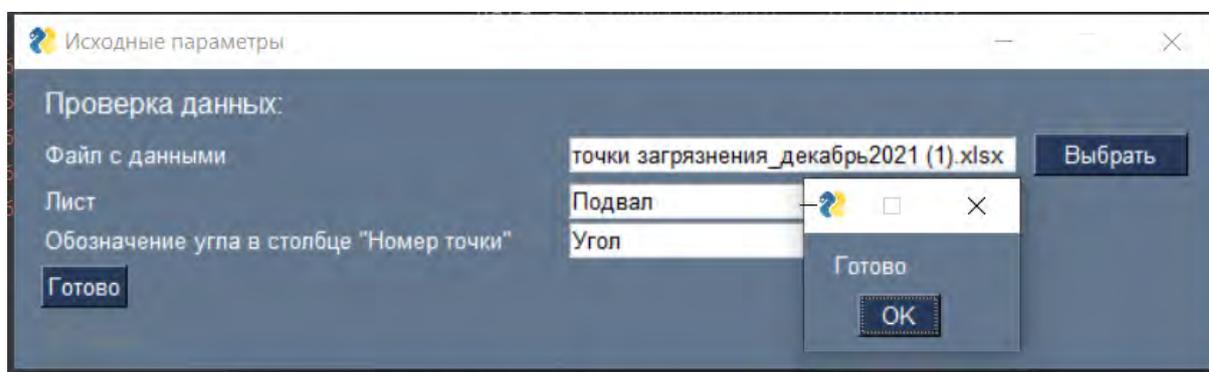


Рис. 2 Единый интерфейс для проведения интерполяции

3. Заключение

Был разработан программный модуль (процедуры на языке Python и графический интерфейс для работы с ними, схематичное представление взаимодействия которых представлено на рисунке 3) для выявления ошибок подготовки файла с данными – измеренными радиационными характеристиками, на основе которых производится интерполяция искомых значений на равномерной сетке.

Результаты такой интерполяции после загрузки в цифровую информационную модель, дополняя собой результаты фактических измерений, используются для формирования расширенной ведомости областей загрязнений зданий и сооружений, и впоследствии востребованы для корректировки атрибутивных данных элементов модели, расчетов и построения картограмм загрязнения.

Использование разработанного программного модуля существенно сокращает временные затраты на подготовку данных и оценку пригодности сетки, которые ранее осуществлялись вручную.

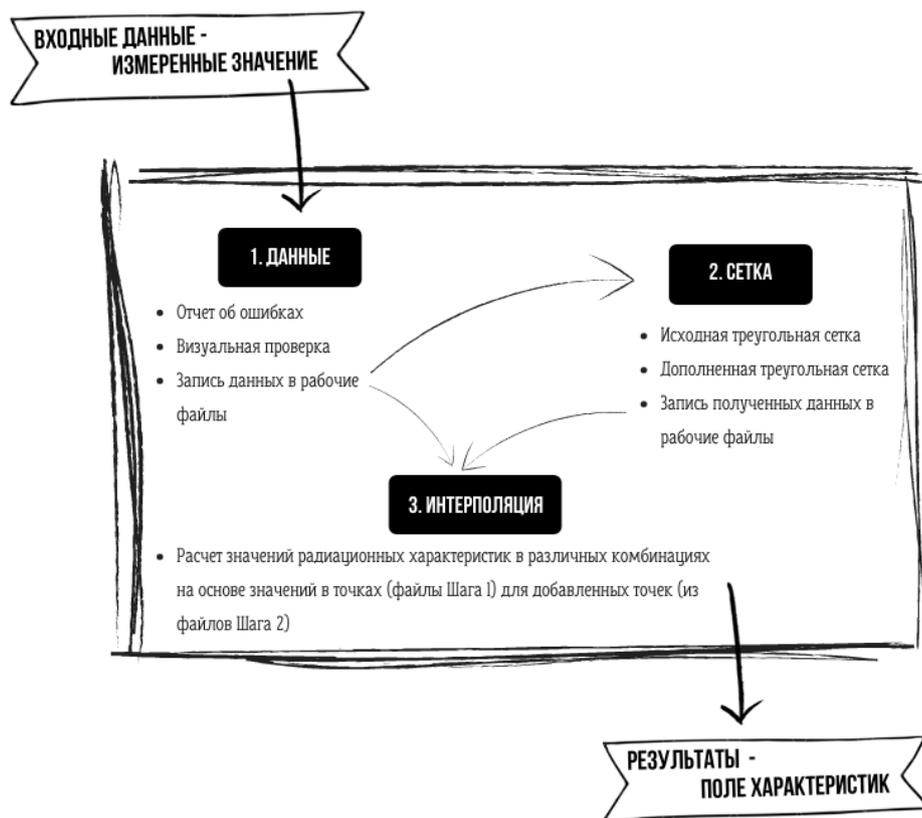


Рис. 3 Схема программного модуля

Литература

1. Александрова Т. А. и др. Оценка объемов образования РАО от вывода из эксплуатации с использованием информационных моделей //Радиоактивные отходы. – 2020. – №. 3. – С. 19-31.
2. Скворцов А. В. Триангуляция Делоне и её применение. – Алексей Владимирович Скворцов, 2002.
3. Демьянов В. В., Савельева Е. А. Геоestatистика: теория и практика. – 2010.

Эффект задерживаемой доли в неповрежденных МТ с плутониевыми и урановыми кернами

Русинкевич В.А., лаборант-исследователь НИЦ КИ

Научный руководитель: д.ф.-м.н. проф. Иванов А.С.

НИЦ «Курчатовский институт»

тел.: (499) 196-72-38, эл. почта: Rusinkevich_VA@nrcki.ru

1. Введение

Для всех современных ядерных реакторов, наиболее важным фактором является безопасность. Главное условие безопасности высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР) это удержание ПД внутри топливных элементов. В установках ВТГР главным барьером для ПД служит TRISO покрытие МТ. Микротвэл – это шарообразная частица ядерного топлива, также называемая керном, покрытая барьерными слоями, предотвращающими выход продуктов деления за пределы МТ (рис. 1).

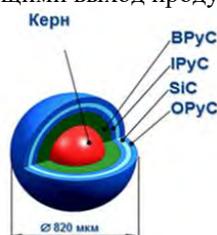


Рис. 1. Конструкция микротвэла

2. Продукты деления в микротопливе

Предотвращение выхода ПД из МТ в графитовую матрицу и теплоноситель является одной из важнейших задач при конструировании, производстве и эксплуатации топлива [1]. Полностью решить эту задачу невозможно и часть ПД всё же выходит из топлива даже при неповреждённом покрытии.

По мере выгорания топлива ГПД выделяются достаточно быстро, среди них наибольшую радиологическую опасность представляют Хе и Кг, но из-за низкого коэффициента диффузии они не могут преодолеть слой SiC. Выход Хе и Кг из МТ свидетельствует о повреждении SiC слоя.

Наибольшее значение для обоснования работоспособности реакторной установки имеет исследование транспорта твердых ПД. Среди них наиболее опасные ^{134}Cs , ^{137}Cs , $^{110\text{m}}\text{Ag}$ и ^{90}Sr . Они имеют большой период полураспада и высокую диффузионную подвижность в реакторных материалах.

Выход образовавшихся ПД из полностью неповреждённых МТ в графитовую матрицу и теплоноситель возможен только в случае диффузии данного ПД через все слои покрытий. Следовательно, для неповреждённых МТ важно учитывать перенос металлических ПД, основным барьером для выхода которых из МТ является SiC слой.

Серебро является единственным радиоактивным изотопом, выходящим из МТ в значительных количествах [2]. Кроме того, цезий может мигрировать через барьерные слои SiC и PuC, но его выход существенно ниже. Для остальных опасных нуклидов SiC и PuC слои являются хорошими диффузионными барьерами.

3. Эффект задерживаемой доли

При расчете выхода ПД из МТ в процессе глубокого выгорания топлива в рассматриваемых температурных пределах, следует учитывать эффект задерживаемой доли [1, 2]. Задерживаемая доля – это химически связанная в топливе доля радионуклида, не участвующая в диффузии через оболочки. При этом, состав выходящих радионуклидов ограничен в основном, металлическими ПД и актинидами. Для

одних ПД, например, металлов Tc, Pd, Ag, практически не участвующих в химических взаимодействиях, задерживаемые доли близки нулю. Но для многих других радионуклидов они могут быть, как показывают расчёты равновесного химического состава, близки к единице. Это зависит не только от глубины выгорания и температуры, но и от исходного состава топлива и структуры МТ.

Учет задерживаемой доли может оказать существенное влияние в расчетах интегрального выхода металлических ПД из неповрежденных и поврежденных МТ. Задерживаемая доля любого компонента, рассчитываемая из химической термодинамики имеет вид:

$$F = \frac{(c_0 - c_{Me})}{c_0}, \quad (1)$$

где c_0 – количество атомов компонента, как в чистом виде, так и входящих во все соединения, c_{Me} – количество атомов только непрореагировавшего компонента.

В настоящей работе приведены результаты термодинамических исследований и сравнительный анализ эффекта задерживаемой доли в неповрежденных МТ в плутониевом и урановом топливе.

4. Программа ИВТАНТЕРМО

Все термодинамические исследования для моделирования равновесных термодинамических систем выполнены с помощью программы ИВТАНТЕРМО [3], предназначенной для расчёта параметров равновесия многокомпонентных гетерогенных термодинамических систем.

Программа ИВТАНТЕРМО позволяет описывать равновесное состояние систем, содержащих десятки и сотни химических элементов и соединений, при расчетах использует базу данных (БД) термодинамических свойств индивидуальных веществ, содержащую информацию о наименовании химических соединений и их молекулярной массе, о значениях энтропии, энтальпии, удельной теплоёмкости, приведённой энергии Гиббса $G(T)$, а также о величине энтальпии образования.

5. Расчет задерживаемой доли

В топливе с плутониевыми ядрами рассчитывается задерживаемая доля для плутония и 11 элементов – продуктов деления плутония: *Ag, Ce, Cd, Cs, La, Mo, Pd, Ru, Sr, Te, Y*. В расчётах химического и фазового состава топлива рассматривается замкнутая термодинамическая система, представляющая собой внутреннюю область микротвэла и состоящая из ядра и буферного слоя пироуглерода ВРУС. Расчет проводится для двух типов исследуемых МТ с плутониевыми ядрами: 1 вариант - без геттера кислорода, 2 вариант - с геттером кислорода. Геттер (или газопоглотитель) – вещество, поглощающее и прочно удерживающие газы, в нашем случае кислород. Геттер кислорода добавляют в МТ для увеличения предела работоспособности, для снижения давления CO , CO_2 . Задерживаемая доля *Ag, La, Ru, Pd* = 0 как для 1, так и для 2 варианта МТ во всём температурном диапазоне, то есть эти элементы не вступают в какие-либо соединения, а в чистом виде выходят из системы. Задерживаемая доля *Ce, Pu, Sr, Y* = 1, то есть эти элементы полностью связываются и не выходят из МТ как в 1-ом, так и 2-ом вариантах.

Наиболее опасным ПД в топливе с плутониевыми ядрами в неповрежденных МТ является цезий. Цезий в данной системе образует, в основном, следующие конденсированные соединения: Cs_2O , CsI , Cs_2CO_3 , $CsBr$ или остаётся в несвязанном виде. Прочие соединения цезия, такие как Cs_2I_2 , CsO , $CsBr$, $CsRb$ присутствуют в системе в чрезвычайно малых количествах.

На рисунке 2 показаны, рассчитанные с использованием кода ИВТАНТЕРМО [1], задерживаемая доля цезия, чистый цезий и степень окисления плутония в зависимости от выгорания при температуре 1273K. При выгорании около 26% FIMA обнаружен резкий рост задерживаемой доли цезия и, соответственно, уменьшение несвязанного цезия. По всей видимости, это связано с тем, что степень окисления плутония повышается до уровня $O/Pu = 1.95$ и выше, образуется свободный кислород, которого оказывается достаточно для связывания цезия в карбонат Cs_2CO_3 и, с ростом выгорания до 45% FIMA (1273K) цезий полностью задерживается. Согласно полученным данным, степень окисления плутония с увеличением выгорания монотонно возрастает до 2. Однако с увеличением температуры

кривая, соответствующая этой зависимости, оказывается более плавной. Рост задерживаемой доли цезия при увеличении температуры также происходит более плавно и заканчивается при большем выгорании.

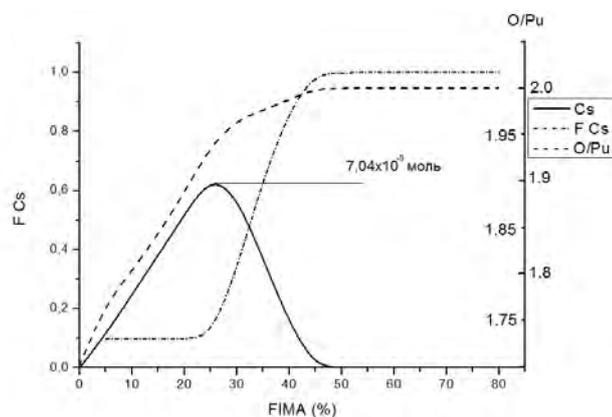


Рис. 2. Задерживаемая доля цезия ($F Cs$), чистый цезий (Cs) и степень окисления плутония (O/Pu) в зависимости от выгорания для микровэла без геттера кислорода в топливе с плутониевыми ядрами

В топливе с **урановыми ядрами** рассчитывается задерживаемая доля для урана и продуктов деления урана: $Ag, Ce, Cd, Cs, La, Mo, Pd, Ru, Sr, Te, Y$. Здесь также, как и в топливе с плутониевыми ядрами, наиболее опасным ПД в неповрежденных МТ является цезий. Эффект задерживаемой доли переноса цезия в неповрежденных МТ в **топливе с урановыми ядрами** исследован на базе равновесных термодинамических расчетов. Данные исследования приведены на рисунках 3 и 4.

Данные представленные на рисунке 3 указывают на то, что количество несвязанного Cs с увеличением выгорания %FIMA и ростом температуры увеличивается.

На рисунке 4 представлена задерживаемая доля цезия в зависимости от глубины выгорания топлива. Цезий в данной системе образует, в основном, следующие конденсированные соединения: $Cs_2O, CsI, CsBr$ или остаётся в несвязанном виде, в количестве менее $2,00E-08$ моль. Такие соединения цезия как $Cs_2I_2, CsO, CsBr, CsRb$ присутствуют в системе в чрезвычайно малых количествах.

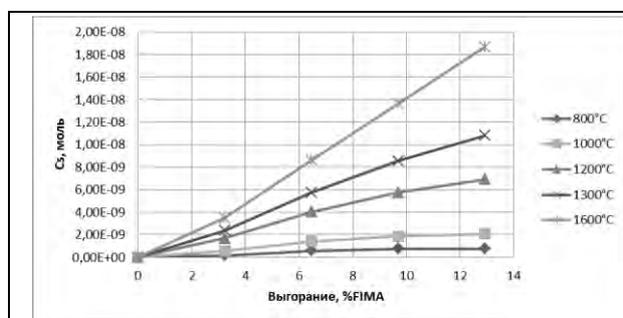


Рис. 3. Количество несвязанного Cs в зависимости от выгорания при различных значениях температуры в топливе с урановыми ядрами

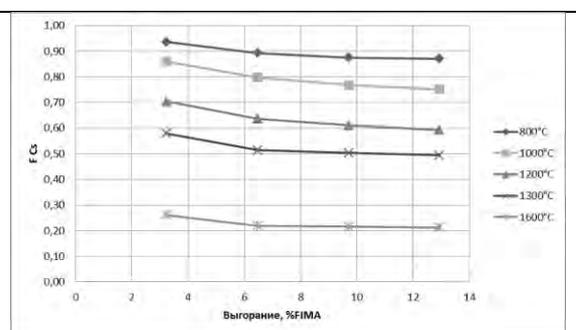


Рис. 4. Задерживаемая доля цезия в зависимости от выгорания в топливе с урановыми ядрами

Анализ графиков, приведенных на рисунках 2 и 3 показывает, что с увеличением глубины выгорания %FIMA и температуры увеличивается количество несвязанного Cs, а задерживаемая доля снижается.

В отличие от (Pu) топлива, степень окисления урана $O/U = 2$. При выгорании образуется свободный кислород, которого оказывается достаточно для связывания цезия на самых ранних стадиях выгорания. С увеличением глубины выгорания становится больше несвязанного Cs и задерживаемая доля плавно снижается.

Кроме того, рассчитаны зависимости задерживаемой доли Mo, Cd, Te и Sr от выгорания при температуре 1273K для 1 и 2 вариантов плутониевого микро топлива и уранового микро топлива.

Молибден, в основном, вступает в соединения с углеродом (Mo_2C , Mo_3C_2) и во втором варианте МТ с кремнием ($MoSi_2$). Присутствие в МТ геттера кислорода SiC даёт незначительное снижение задерживаемой доли на 5 – 11%. В общем случае, в МТ с геттером кислорода содержание несвязанных металлов существенно больше, чем в МТ без геттера, поскольку геттер восстанавливает металлы и забирает на себя кислород.

Кадмий и теллур в системе присутствуют либо в несвязанном виде, либо в виде теллурида кадмия ($CdTe$). В первом варианте теллура в 9-10 раз больше, чем кадмия, кадмий практически весь соединяется, его задерживаемая доля стремится к 1, а теллур остается в свободном состоянии с задерживаемой долей порядка 10%. Во втором варианте теллура в 2-2.5 раза больше, чем кадмия. Соответственно, задерживаемая доля кадмия порядка 80%, а теллура 30-50%. Таким образом, присутствие геттера кислорода может, как уменьшать задерживаемую долю элементов, так и увеличивать её в ряде случаев.

В связи с тем, что стронций образует устойчивые соединения с кислородом, задерживаемая доля Sr близка к 1. Вместе с тем, геттер кислорода не оказывает какого-либо заметного влияния на задерживаемую долю Sr.

Mo, Cd, Te, Sr в топливе с плутониевыми и с урановыми ядрами показывают подобные данные и не дают принципиальных расхождений.

6. Заключение

Существенное различие в задерживаемой доле цезия у плутониевого и уранового топлива по видимому, связано со степенью окисления плутония и урана. В варианте с урановым топливом степень окисления урана (O/U) максимальна во всем диапазоне выгорания уже при температуре 800°C и не уменьшается с ростом выгорания и температуры. При этом задерживаемая доля Cs плавно снижается, а количество несвязанного Cs растет. В варианте с плутониевым топливом при выгорании около 26% FIMA (для температуры 1000°C) обнаружен резкий рост задерживаемой доли цезия и, соответственно, уменьшение свободного цезия. По всей видимости, это связано с тем, что весь кислород до 20% FIMA уходит на окисление Pu до $Pu_{1.9}$. В урановом топливе имеется только UO_2 . Кислород связывает цезий с самого начала выгорания.

Таким образом, эффекты задерживаемой доли у плутониевого и уранового топлива для цезия различны. Они играют существенную роль в процессах переноса продуктов деления из микро топлива при глубоких выгораниях и их необходимо принимать во внимание при разработке и проектировании МТ. Эффекты задерживаемой доли у плутониевого и уранового топлива для Mo, Cd, Te, Sr показывают подобное поведение и не дают принципиальных расхождений.

Литература

1. А.А. Русинкевич, А.С. Иванов «Эффект задерживаемой доли в микротвэлах с плутониевым топливом» // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. – 2012. Вып. 2. С. 83-92.
2. K. Verfondern, L. Brey, J. Cleveland, K. Fukuda, H. Nabilek et al. «Fuel Performance and Fission Product Behaviour in Gas Cooled Reactors» // IAEA-TECDOC-978, IAEA, Vienna, 1997.
3. G.V. Belov, S.A. Dyachkov, P.R. Levashov, et al. The IVTANTHERMO-Online database for thermodynamic properties of individual substances with web interface. *Journal of Physics: Conference Series, Institute of Physics (United Kingdom)*, 2018, V. 946, p. 012120 <https://doi.org/10.1088/1742-6596/946/1/012120>.

Разработка предложений по проведению КИРО и представлению его результатов для снижения неопределенностей при оценке объемов образования РАО при ВЭ

Сергунин А.П., аспирант 1 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.т.н, Уткин С.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: sergunin@ibrae.ac.ru

1. Введение

Комплексное инженерное и радиационное обследование (КИРО) объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) при их выводе из эксплуатации (ВЭ) является необходимым мероприятием (согласно НП-091-14 [1]), проведение которого должно быть обеспечено эксплуатирующей организацией (ЭО). КИРО проводится в целях получения подробной информации о техническом состоянии и радиационной обстановке на ОИАЭ, необходимой для разработки проектной документации ВЭ ОИАЭ.

Первоначально единых подходов к планированию и проведению КИРО разработано не было, за исключением требования к его фактическому проведению. В 2019 г. были утверждены руководства по безопасности (РБ) РБ-159-19 [2] и РБ-160-19 [3], в которых появились рекомендации по проведению КИРО всех типов ОИАЭ и разработки программы проведения КИРО. Однако, полностью ситуация в плане «качества» проведения КИРО не исправилась, т.к. не были учтены некоторые проблемные моменты ранее выполненных КИРО, которые будут рассмотрены ниже.

В рамках настоящей работы предлагаются рекомендации к устранению имеющихся пробелов при проведении КИРО, разработанные при анализе выполненных КИРО, а также на основании расчетов по «имитации» проведения КИРО. Далее рассматриваются КИРО помещений зданий и сооружений ОИАЭ, т.к. методика проведения радиационных обследований территорий имеет некоторые отличия, и представляет собой тему для отдельного исследования.

2. Анализ практики выполнения КИРО

В рамках анализа практики выполнения КИРО на ОИАЭ были проанализированы более 30 отчетных материалов по ранее выполненным работам. Для определения уровня соответствия каждого из отчета положениям п. 32 РБ-159-19 была использована балльная система, учитывающая как фактическое проведение того или иного мероприятия и наличие данных в отчете, так и их качественное выполнение. По результатам анализа было выявлено, что после 2019 г. «качество» КИРО несколько повышается: чаще производится отбор проб, определение удельной активности радионуклидов (РН) в пробах, их объемное распределение в материалах. Тем не менее, на настоящий момент можно отметить следующие наиболее распространенные недостатки:

1) Основные недостатки при подготовке к проведению КИРО:

- Неправильный подбор оборудования. Анализ показывает, что КИРО проводится с использованием имеющегося в организации оборудования, без подбора оборудования под задачи обследования. В качестве сопутствующего недостатка следует также отметить отсутствие проработки особенностей производственной деятельности объекта. Таким образом, КИРО проводится без учета РН, которые могли образовываться, и с использованием оборудования, которое не способно зафиксировать некоторые специфичные РН: например, ^{99}Tc , ^{144}Ce и др. бета-излучатели или трансурановые ^{239}Pu , ^{241}Am и т.п. Данную проблему можно идентифицировать при сравнении сумм активностей обнаруженных альфа- или бета-излучающих РН и суммарной активности альфа- или бета-излучающих РН: зачастую сумма активностей РН меньше, что явно указывает на «пропущенные» РН.
- Отсутствие единой стратегии выбора точек детектирования радиационных факторов и точек отбора проб (в т.ч. в рамках обследования одного объекта);
- Неиспользование сведений о ранее произошедших авариях, инцидентах и т.п., повлекших радиационное загрязнение;

2) Основные недостатки проведения КИРО

- Отсутствие координатной привязки точек детектирования, для которых приведены значения мощности эквивалентной дозы (МЭД), точек отбора проб, и, как следствие, невозможность или некорректность восстановления взаимосвязи нескольких радиационных факторов. Также, данный недостаток усложняет последующую пост-обработку данных КИРО;
- Недостаточность количества проб материалов, взятых на анализ, вплоть до 2-3 проб на здание, или полное отсутствие взятых проб. Как следствие - отсутствие достаточного объема данных по распределению радиоактивного загрязнения по глубине материала.

В табл. 1 представлены данные по детальности КИРО для объектов двух площадок: сублиматного производства (СП) АО «АЭХК» и радиохимического завода (РХЗ) АО «СХК» [4]. При анализе таблицы видно, что в строительных конструкциях объектов РХЗ АО «СХК» (зд. 201 и 252) не было сделано ни одного шурфа и не было взято ни одной пробы. Основное технологическое (как следствие, наиболее загрязненное) здание 301 АО «АЭХК», обладая значительным строительным объемом, также осталось практически необследованным (всего 6 проб), в то время как зд. 327 было исследовано достаточно основательно, хотя подобной детальности не требовалось. При сравнении количества точек измерений полов и стен также можно отметить отсутствие единой стратегии их выбора.

Таблица 1. Статистика данных обследования объектов АО «АЭХК» и АО «СХК»

Здания/ сооружения	Строительный объем, м ³	Точки измерения (пол)	Точки измерения (стены)	Кол-во шурфов стен	Кол-во шурфов полов
Площадка сублиматного производства АО «АЭХК»					
327	15 754	260	93	37	16
301	143 600	939	3	3	3
320Б	4 076	84	260	4	4
Площадка №3 Радио-химического завода АО «СХК»					
201	438 365	858	-	-	-
252	364 696	167	-	-	-
227	9 016	41	68	-	-

Стоит отметить, что отсутствие полноценного анализа содержания РН в пробах на этапе КИРО является значительным риском для ЭО, поскольку для каждого ПЗРО устанавливаются критерии приемлемости РАО, передаваемых на захоронение, в том числе по наличию и содержанию определенных РН. Поэтому при планировании цепочки обращения с РАО следует сразу исходить из необходимости паспортизации РАО с учетом требований для захоронения, для чего необходимо предусмотреть соответствующее оборудование и методы.

3. Влияние детальности проведения КИРО на определение объемов образующихся РАО

Одним из ключевых элементов при проведении КИРО является определение шага измерения (расстояния между точками измерений) радиационных характеристик оборудования, систем, элементов, загрязненных поверхностей в зданиях и помещениях. Данный параметр не только влияет на детальность обследования и полноценность определения радиационной обстановки, но и является одним из факторов, влияющих на стоимость и сроки выполнения работ, дозовые нагрузки на персонал и т.п.

Положения РБ-159-19 с некоторыми условиями рекомендуют принимать «длину стороны систематической решетки» (т.е. «шаг измерений») для условных «единиц обследований» в 0,3 м. Также присутствуют рекомендации по определению количества точек измерений на основании вероятностного подхода. Однако, данные рекомендации сложны к восприятию и игнорируются исполнителями работ. Для оценки влияния шага измерений на точность определения площадей загрязнения было проведено тестирование различных значений шага измерений с использованием

компьютерной модели, имитирующей выполнение радиационного обследования (РО) и основанной на фактических радиационных характеристиках помещений выводимых из эксплуатации ОИАЭ.

Данная модель была протестирована на результатах КИРО площадок сублиматного производства АО «АЭХК», площадки № 3 Радиохимического завода АО «СХК», радиохимического завода ФГУП «ГХК» и площадки радиохимического производства ФГУП «РАДОН» (бывш. АО «ВНИИХТ»). Основные результаты данной работы были представлены в [5].

Результаты расчетов и сравнения картограмм по всем вышеперечисленным объектам показали, что при увеличении величины шага измерений с 0.5 м до 1 м картина загрязнения помещений остается практически неизменной, в то время как трудозатраты (количество измерений) снижается более чем в 2,5 раза. Шаг измерений в 2 метра является допустимым, хоть и менее точным. Шаги в 3 и 5 м является недостаточно информативными – реальные очаги загрязнений не были обнаружены, а «мнимые» загрязнения расплзлись на очень большую площадь. Таким образом, шаг измерений в 1 м может быть принят как наиболее оптимальный (при проведении измерений по постоянной квадратной сетке).

На практике, проведение РО возможно и без привязки к постоянному шагу измерений. Так как одной из задач обследования является определение радиационных аномалий, достаточно провести поисковую гамма-съемку участка и при обнаружении загрязнения сначала оконтурить его, а затем произвести измерение радиационных факторов обнаруженного загрязнения с достаточно подробным шагом, например, в 0,5 и 1 м. Схематично данный подход изображен на рис. 2.

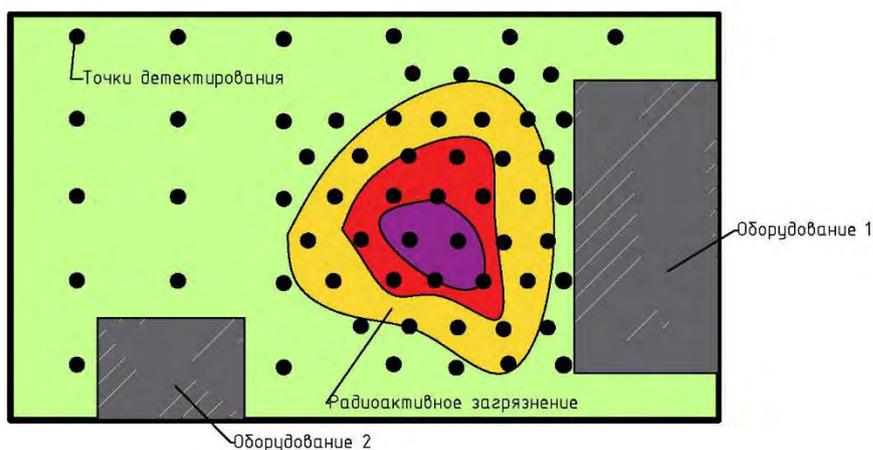


Рис 1. Схема выбора точек детектирования с переменным шагом измерений при проведении РО помещения

4. Рекомендации по проведению КИРО

По результатам анализа КИРО, а также на основании накопленного опыта специалистов ИБРАЭ РАН были выработаны следующие рекомендации по проведению КИРО и представлению его результатов для снижения неопределенностей при оценке объемов образования РАО при ВЭ.

В первую очередь, необходимо перейти к проведению «двухэтапного» КИРО. Целями первого этапа должны быть: анализ архивных данных об используемых РН и местах возможных радиационных загрязнений, поиск и оконтуривание загрязнений, определение их характеристик, идентификация основных загрязняющих РН, выборочный отбор проб и т.п. базовые мероприятия, необходимые для оценки радиационной обстановки и разработки рекомендаций к проведению основного КИРО.

На втором этапе проводится уже полноценный комплекс работ, учитывающий результаты предварительных изысканий на первом этапе и рекомендации к проведению второго этапа, а также включающий изучение особенностей проведения работ с радиационными источниками, определение потенциально возможных РН и т.п. необходимые мероприятия. На данном этапе пробы отбираются соответственно объему исследуемого объекта, в т.ч. из мест с дефектами покрытий, в отводах спецкоммуникаций, застойных зонах и т.п. местах. Стратегия выбора точек измерений и отбора проб заранее должна быть определена и обоснована.

Также на втором этапе для упрощения процесса постобработки и интерпретации результатов следует составлять информационную 3D модель зданий и оборудования с конкретными отмеченными точками для проведения измерений обследований. Данная рекомендация также позволит упростить процесс разработки цифровых информационных моделей (ЦИМ) (при необходимости их создания).

Однако, возможным препятствием в реализации подобного подхода может быть обоснование объема работ при заключении договора: заказчик работ может предположить, что одни и те же работы будут финансироваться дважды. Таким образом, возникает необходимость в разработке соответствующего стандарта Госкорпорации «Росатом», в котором были бы детально прописаны приведенные выше рекомендации и полная методика ведения работ в два этапа.

Требования данного стандарта должны обязывать разработчиков программ КИРО учитывать все производственные процессы, которые осуществлялись на ОИАЭ, т.е. заранее определять потенциально содержащиеся загрязняющие РН, возможный диапазон их активности, учитывать данные о произошедших авариях и т.п. важные факторы. Также стоит регламентировать величины «шага измерений» при проведении РО различных объектов: помещений, оборудования, коммуникаций, участков территорий и т.п. Например, поиск и локализацию радиационных аномалий в помещениях зданий и сооружений производить в поисковом режиме, а измерение радиационных факторов оконтуренных аномалий проводить с шагом не более 1 м. Также, для оценки объемов РАО, образующихся при дезактивации загрязненных строительных конструкций, стен и полов следует обязать исполнителей КИРО отбирать пробы с послойным снятием материала (отбирать с интервалом, кратным 5 мм: до 5, 10, 15 мм и т.д.) до достижения в шурфе фоновых значений. Таким образом, возможное смешивание отбираемого материала с различной степенью загрязнения будет сведено к минимуму. Количество анализируемых проб следует определять пропорционально строительному объему зданий и сооружений, радиоактивному загрязнению, возможному наличию труднодетектируемых РН и другим важным факторам.

Предложенные в настоящей работе рекомендации при их реализации несомненно повысят качество проводимых КИРО в части предоставления необходимых данных по оценке объемов образующихся РАО, а также будут крайне полезны при проведении всего комплекса работ по ВЭ.

Литература

1. Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения. НП-091-14 // Ядерная и радиационная безопасность. – 2015. – № 3(77). – С. 51-58.
2. Рекомендации по проведению комплексного инженерного и радиационного обследования объекта использования атомной энергии. РБ-159-19 / И. А. Афанасьев, В. В. Бочкарев, Д. А. Савин [и др.] // Ядерная и радиационная безопасность. – 2020. – № 1(95). – С. 39-59.
3. Рекомендации по разработке программы комплексного инженерного и радиационного обследования объекта использования атомной энергии. РБ-160-19 / И. А. Афанасьев, В. В. Бочкарев, Д. А. Савин [и др.] // Ядерная и радиационная безопасность. – 2020. – № 1(95). – С. 60-69.
4. Александрова Т. А., Иванов А. Ю., Линге Ин. И., Лунов Д. М., Савельева Е. А., Самойлов А. А., Уткин В. Б. Оценка объемов образования РАО от вывода из эксплуатации с использованием информационных моделей // Радиоактивные отходы. 2020. № 3 (12). С. 19—31. DOI:10.25283/2587-9707-2020-3-19-31.
5. Учет неопределенностей при планировании КИРО и интерпретации его результатов / Е. А. Савельева, А. А. Самойлов // Материалы XI Российской научной конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях». Секция № 3. Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла", Москва, 26–29 октября 2021 года [В печати]

О радиоуглероде в уран-графитовых реакторах

Смирнова А.К., аспирант 3 года НИЦ «Курчатовский институт», Давыдова Г.Б.

Научный руководитель: д.т.н. Краюшкин А.В.

НИЦ «Курчатовский институт»

тел.: (495) 196-79-41, эл. почта: Smirnova_AK@nrcki.ru

1. Введение

Уран-графитовые реакторы (УГР) были первыми реакторами в истории, вносили и продолжают вносить существенный вклад в ядерную энергетику. В настоящее время подошел срок вывода из эксплуатации многих УГР, среди которых, в частности, реакторы РБМК. В связи с этим широко обсуждается проблема обращения с графитом УГР, в котором в процессе эксплуатации образуется глобальный радионуклид ^{14}C , называемый – радиоуглерод [1, 2].

В мире к настоящему времени накоплено около $250 \cdot 10^3$ тонн облученного графита, из которых около 10% приходится на реакторы РБМК. Удельная активность графита РБМК по ^{14}C находится на уровне 10^6 Бк/г и в соответствии с действующим в РФ законодательством графит РБМК рассматривается как РАО второго класса (для 2 класса интервал данной активности находится на уровне от 10^4 до 10^7 Бк/г) и должен быть подвергнут глубинному захоронению (глубина более 100 м), что является очень дорогостоящим. Обсуждаются [1, 2] также более дешевые варианты приповерхностного захоронения, которые, однако, противоречат действующему законодательству.

Для понимания того, насколько существенна угроза от ^{14}C , образованного в реакторном графите, полезно сравнить его активность в результате природного образования и при других имевших место техногенных воздействиях.

2. Активность радиоуглерода при его различном образовании

В таблице 1 приведено сравнение активности радиоуглерода при его различном образовании.

Таблица 1. Сравнение активности ^{14}C при его различном образовании.

№	Параметр	Величина	Примечание
1	Интегральная активность ^{14}C в атмосфере+биосфере (Бк)	10^{19}	Рублевский В.П. и др. «Роль углерода-14 в техногенном облучении человека», Москва 2004
	Скорость природного образования ^{14}C (Бк/год)	10^{15}	Рассчитано из исходных данных, приведенных выше
2	Интегральный выход активности ^{14}C при испытаниях ядерного оружия в 50-60 г.г. (Бк)	$2 \cdot 10^{17}$	Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности
	Скорость выхода ^{14}C от испытаний (Бк/год)	10^{16}	Приближенно, в предположении, что испытания длились 20 лет
3	Интегральный выброс ^{14}C промышленностью (Бк)	$2 \cdot 10^{17}$	Е.П. Велихов и др. «Эволюция энергетики в 21 веке». В данном случае выброс не увеличивает общее содержание ^{14}C в атмосфере+биосфере, но перераспределяет ^{14}C между твердой и газообразной фазами
	Скорость выброса от промышленности (Бк/год)	10^{15}	Лесные пожары добавляют к указанной скорости выброса $0,5 \cdot 10^{15}$ Бк/год (доклад И.И. Сечина в Вероне 2021 год. Выброс CO_2 $8 \cdot 10^9$ т в год)
4	Активность ^{14}C в кладках всех РБМК (Бк)	$3 \cdot 10^{16}$	
	Скорость выхода (гипотетическая) (Бк/год)	$3 \cdot 10^{14}$	В предположении, что графит находится в ППЗО, которое растягивает выход ^{14}C на 100 лет

Данная таблица приводит к следующим выводам.

1. Неядерные техногенные воздействия по величине выброса ^{14}C не уступают даже экстремальным ядерным (испытания ядерного оружия).
2. Интегральная активность ^{14}C в кладках РБМК, даже будучи мгновенно выброшенной в окружающую среду, не окажет заметного влияния на природное содержание ^{14}C ($3 \cdot 10^{16}$ по сравнению с 10^{19} Бк).
3. Можно предположить, что в случае ядерных испытаний некоторую роль играла скорость поступления ^{14}C , которая на порядок превышала скорость природного образования.
4. При приповерхностном захоронении графита вполне реально обеспечить скорость поступления ^{14}C в окружающую среду как минимум на порядок меньше скорости природного образования.

Представляет также интерес понимание того, насколько существенна техногенная добавка ^{14}C в размере 0.1-1% от полной величины природного содержания. Для такого понимания следует обратиться к вопросу о масштабах колебаний природного содержания ^{14}C , оцениваемого величиной 10^{19} Бк.

3. Природные и техногенные колебания радиоуглерода

Природное образование ^{14}C обусловлено потоками космического излучения, подавляющая часть которого состоит из протонов. Поток космических нейтронов, а значит и скорость генерации ^{14}C пропорциональны первичному потоку протонов.

Потоки протонов делят на галактические (ГКЛ) и солнечные (СКЛ). При этом 99% по интенсивности приходится на ГКЛ [3]. Поток ГКЛ, происхождение которых и сегодня не до конца ясно, испытывает колебания во времени с амплитудой порядка 100% от установившегося значения, причем колебания происходят в противофазе с 11 летними циклами солнечной активности. Природное содержание ^{14}C будет колебаться с амплитудой $0,2(10^{16} \div 10^{17})$ Бк на фоне средней величины 10^{19} Бк, что по порядку сравнимо с содержанием ^{14}C в графите РБМК. Здесь стоит отметить, что колебания скорости генерации ^{14}C в пределах $\pm 1000\%$ дают лишь $\pm 0,2\%$ колебаний природного содержания ^{14}C из-за малого периода колебаний скорости по отношению к периоду полураспада ^{14}C в 5730 лет. Однако, астрофизикам известны колебаний ГКЛ и с большими периодами [3]: 80-90 летний цикл Глейсберга, 200-210 летний цикл Зюсса, 2200-2300 летний цикл Хальштата. Колебания скорости образования с периодом ~ 2000 лет могут дать уже 10% изменения природного содержания. Это подтверждается данными, приведенными в статье [4], где непосредственно изучались колебания ^{14}C в атмосфере+биосфере в прошлом.

Таким образом, техногенное воздействие на содержание ^{14}C в атмосфере+биосфере (включая выход из графита всего накопленного ^{14}C) укладывается в предел его естественных колебаний.

Учитывая сказанное, представляется чрезмерным говорить о дорогостоящем глубинном захоронении реакторного графита. Более дешевое приповерхностное захоронение представляется вполне достаточным.

Если глобальное воздействие графита на природное содержание ^{14}C можно считать пренебрежимо малым, то что можно сказать про локальные эффекты, возникающие в результате возможного выхода ^{14}C из гипотетического приповерхностного хранилища. Для ответа на данный вопрос рассматривались дозы, которые может получить население при нормальной работе такого хранилища и при гипотетической запроектной аварии. Результаты представлены в таблице 2 для двух расстояний от выброса.

Таблица 2. Возможные дозы облучения населения при выходе ^{14}C из хранилища с реакторным графитом.

Условия эксплуатации	Величина дозы		Примечание
Нормальная эксплуатация	1.5 км	$1 \div 10$ мкЗв/год	Под нормальной эксплуатацией понимается в действительности проектная авария – затопление хранилища, т.к. сам по себе выход ^{14}C будет несоизмеримо мал. Меньшая доза соответствует скорости выхода 10^{-8} 1/сут, большая 10^{-7} 1/сут.
	30 км	$0.01 \div 0.1$ мкЗв/год	
Запроектная авария: горение графита при температуре > 800 °С в течение 1 часа.	1.5 км	$16 \div 190$ мЗв	В соответствии с НП-055-14 следует рассматривать пожар в хранилище.
	30 км	$0.8 \div 10$ мЗв	

Предполагалось, что хранилище содержит весь графит реакторов РБМК с суммарной активностью по ^{14}C $3 \cdot 10^{16}$ Бк. При нормальной работе предполагалось, что весь графит постоянно контактирует с водой (т.е. фактически рассматривается некоторый консервативный случай долговременного залива хранилища водой. При отсутствии такого залива выход ^{14}C и дозы снижаются на порядки). Скорость выхода ^{14}C за счет выщелачивания составляет $10^{-7} \div 10^{-8}$ 1/сут. Весь выходящий ^{14}C выбрасывается в воздух без очистки на высоте 25 м.

В качестве запроектной аварии в соответствии с НП-055-14 среди запроектных аварий следует рассматривать пожар в хранилище длительностью в 1 час, при котором температура превышает 800 °С. Представляется, что данная авария соответствует максимальному выходу активности, т.к. именно при таких температурах возможно горение графита [5]. Получаемые при запроектной аварии дозы на порядки выше доз при нормальной эксплуатации. Необходимо отметить, что в случаях расчета доз от ^{14}C речь идет о дозах, которые население получает не в начальный период после аварии, а по пищевым цепочкам в течение последующих лет. Величины доз свидетельствуют о том, что на расстояниях до 7 км от выброса может потребоваться ограничение потребления местных продуктов питания. Другие меры по защите населения не требуются. Сценарий аварии с горением графита следует считать достаточно консервативным.

4. Заключение

Радиоуглерод, накопленный в графите РБМК (и всех УГР), а также и другие ядерные техногенные воздействия не способны изменить ситуацию с содержанием радиоуглерода в природе. Данные техногенные воздействия на это содержание находятся в пределах его естественных колебаний и сравнимы с неядерными техногенными воздействиями.

Локальные эффекты от возможного воздействия приповерхностных захоронений графита на проживающее в окрестностях население незначительны за исключением случаев тяжелых запроектных аварий в хранилищах. Хотя и в этих случаях эффекты можно считать приемлемыми.

Литература

1. А.Н. Дорофеев, Е.А. Комаров, Е.В. Захарова и др. «К вопросу захоронения реакторного графита». – Радиоактивные отходы №2 (7), 2019, с. 18–27.
2. В.Г. Волков, Н.Н. Сафронова, Ф.Т. Морозов и др. «О проблеме заключительного этапа обращения с облученным графитом блоков АЭС с водографитовыми реакторами». – Радиоактивные отходы №2 (15), 2021, с. 10–20.
3. Л.И. Мирошниченко «Физика Солнца и солнечно-земных связей», – Университетская книга, Москва, 2011.
4. В.А. Дергачев «Радиоуглеродный хронометр», Природа №1, 1994 г. С. 3-15.
5. П.П. Полуэктов, В.А. Кашеев, В.А. Устинов и др. «Физико химические аспекты процесса горения реакторного графита». – Атомная энергия 2014, т.116, вып. 2, с. 82–84.

Расчёт значений предельной растворимости твёрдых минеральных фаз ряда радионуклидов для прогноза выхода радионуклидов из матриц разного состава

Соболев Д.А., техник ИБРАЭ РАН

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-35 доб. 368, эл. почта: sobolev@ibrae.ac.ru

1. Аннотация

В работе проводится расчёт предельной растворимости твердых минеральных фаз ряда значащих радионуклидов из матриц разного состава с помощью расчетного кода PhreeqC.

В расчёте рассматривается подход к характеристикам сред, в которых происходит перенос радионуклидов, при этом, обращается внимание на минеральные фазы, контролирующие растворимость радионуклида. В качестве материалов, в которых происходит фильтрация радионуклидов, рассматриваются портландцемент с учетом его эволюции, натриево-алюмофосфатная матрица, бентонит и породы скального массива. Целью работы была разработка методики расчета предельной растворимости индивидуальных фаз радионуклидов для прогнозирования их переноса в подземном пространстве.

2. Объектовые условия

Будем производить расчет значений предельной растворимости для следующих инженерных барьеров безопасности – портландцемента, натриево-алюмофосфатной матрицы (NAP матрица) и вмещающих породы участка Енисейский. Также должны учесть условия переноса радионуклидов для самого расчёта.

Рассмотрим особенности эволюции свойств ИББ на основе портландцемента во времени. При фильтрации воды сквозь массив цементного камня поровый раствор в процессе деградации материала будет изменять свои свойства, – так значение рН поровой воды будет постепенно падать с исходных 12,5-13,7 до 12-12,5, затем до 10-10,5 и ниже (также будут меняться и концентрации ионов), данные отражены в таблице ниже.

Таблица. 1. Уровень рН выщелачиваемой поровой воды из цемента, согласно [1, 2]

Стадии деградации цемента на основе портландцемента	Значение рН поровой воды
1	$13,5 > \text{pH} > 12,5$
2	$\text{pH} = 12,5$
3	$12,5 > \text{pH} > 10$
4	$\text{pH} = 8,5$

В расчёте использовался модельный раствор, соответствующий составу вод с участка Енисейский [3], представлен в таблице 2.

Таблица. 2. Состав подземных вод участка Енисейский

рН	7,8	Ед. изм.	Моль/л
Температура	25°C	Mg	$4,94 \times 10^{-4}$
Ед. изм.	Моль/л	Ca	$1,21 \times 10^{-3}$
Si	$1,16 \times 10^{-4}$	Fe	1×10^{-5}
Si	$1,62 \times 10^{-4}$	Na	$5,5 \times 10^{-2}$
C	$3,4 \times 10^{-3}$	Cl	$5,5 \times 10^{-2}$
K	$1,15 \times 10^{-4}$		

Для NAP матрицы характерны следующие условия: pH 8,2, концентрации выщелатов – Ca 1×10^{-3} моль/л, фосфат-ион 2×10^{-3} моль/л. Нельзя с должным уровнем уверенности спрогнозировать, какая минеральная фаза будет определять растворимость радионуклида в присутствии фосфат-иона – фосфатная, оксидная или смешанная.

Согласно исследованию [4], для некоторых радионуклидов чем выше щёлочность среды, тем сильнее фосфат будет влиять на снижение растворимости радионуклида. Поэтому в расчётах необходимо учесть влияние фосфатных фаз радионуклидов.

В работе [5] приводится расчёт предельной растворимости для радионуклидов в грунтовой воде. Однако данный расчёт является неполным. Необходимо пересчитать пределы растворимости для ИББ на основе цемента, для фосфатных фаз и для вмещающей породы.

3. Описание методики расчёта

Для расчёта предельной растворимости индивидуальных фаз радионуклидов необходимо знать какие существуют фазы способные определять растворимость того или иного радионуклида.

Произведен поиск и обзор литературы в области исследования растворимости минеральных фаз радионуклидов.

В таблице 3 представлены такие твердые минеральные фазы для ряда радионуклидов, использованных в расчёте. Моделирование проводилось в расчётном коде **PhreeqC 3.7.1** [6]. Были использованы следующие термодинамические базы данных: llnl [7], Psinagra [8], Thermodemmm [9]. Были изучены данные по пределам растворимости из работы [5] и актуализированы в связи с использованием трех баз данных. Также были рассчитаны пределы растворимости для фосфатных фаз, в случае если они будут образовываться в растворе. Тогда можно оценить, какая именно фаза будет регулировать растворимость радионуклидов.

Таблица. 3. Фазы, определяющие растворимость радионуклидов, учет которых может потребоваться при моделировании

Элемент	Твердая минеральная фаза	Элемент	Твердая минеральная фаза
Ag	AgCl	Pa	Pa ₂ O ₅
Am	Am(OH) ₃ , Am(OH) ₃ (ам.),	Pb	PbCO ₃ , Pb(OH) ₂ , PbClOH, Pb(OH) ₂ ×PbCO ₃ , PbSiO ₃
C	CaCO ₃ , CaMg(CO ₃) ₂	Pu	PuO ₂ , Pu(OH)CO ₃
Cl	Нет предела растворимости, в отдельных случаях AgCl	Ra	RaSO ₄ , учет соосаждения с сульфатом бария
Cm	Cm(OH) ₃ , Cm(OH) ₃ (ам.), Cm(OH)CO ₃	Se	FeSe, Fe _n Se, Se(element)
Cs	Нет предела растворимости	Sn	SnO ₂ , CaSnO ₃
H	Нет предела растворимости	Sr	SrCO ₃ (стронцианит), SrSO ₄ (целестин)
Ho	Ho ₂ (CO ₃) ₃ , Ho(OH) ₃	Tc	TcO ₂ , TcS ₂ , Tc ₂ S ₇
I	Нет предела растворимости, в отдельных случаях AgI	Th	ThO ₂ , ThO ₂ ×nH ₂ O
Nb	Nb ₂ O ₅	U	UO ₂ , UO ₂ ×nH ₂ O, коффинит, скупит, беккерелит, уранофан, CaUO ₄
Np	NpO ₂ , NpO ₂ ×nH ₂ O, NaNpO ₂ CO ₃	Zr	Zr(OH) ₄ , ZrO ₂
Ni	NiCO ₃ , Ni(OH) ₂		

Для дальнейших исследований моделирования переноса может быть рассмотрена схема моделирования переноса с учетом пределов растворимости радионуклидов и стадирования деградации ИББ, представлена на Рис. 1.

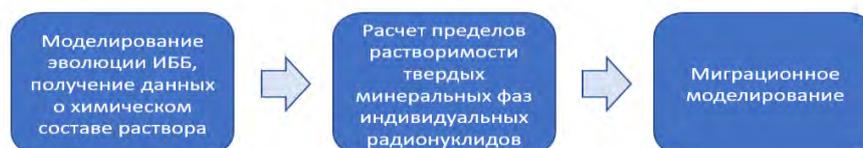


Рис. 1. Схема моделирования переноса с учетом пределов растворимости радионуклидов и стадирования деградации ИББ

Сначала рассчитываются длительности стадий в процессе эволюции цементного ИББ, затем в расчеты подставляются соответствующие значения пределов растворимости для каждой фазы.

4. Результаты расчёта

Таблица 4 содержит данные по расчету пределов растворимости твердых минеральных фаз ряда радионуклидов в условиях влияния вод участка Енисейский.

Таблица. 4. Пределы растворимости твердых минеральных фаз радионуклидов для условий ближней и дальней зоны, моль/л

Радионуклид	НАР матрица	Материал на основе порландцемента				Бентонит	Бентонит, в работе [10], диапазон изменений	Участок Енисейский
		Ст.1 (13,5>pH>12,5)	Ст.2 (pH=12,5)	Ст.3 (12,5>pH>10)	Ст.4 (pH=8,5)			
Am	НДФ*/1,9 ×10 ⁻⁵	3,36×10 ⁻¹¹	3,75×10 ⁻¹¹	1,49×10 ⁻⁸	3,80×10 ⁻⁶	2,60×10 ⁻⁶	3×10 ⁻⁶ - 5×10 ⁻⁵	2,27×10 ⁻⁶
C	НДФ/3,49 ×10 ⁻³	3,02×10 ⁻³	3,01×10 ⁻³	3,01×10 ⁻³	3,35×10 ⁻³	4×10 ⁻³	9×10 ⁻⁴ - 3×10 ⁻³	4×10 ⁻³
Cm	НДФ	1,02×10 ⁻⁹	1,05×10 ⁻⁹	1,90×10 ⁻⁶	2,01×10 ⁻⁴	3,5×10 ⁻⁶	3×10 ⁻⁶ - 3×10 ⁻³	3,5×10 ⁻⁶
Cs	НДФ	НДФ**	НД	НД	НД	НД	-	НД
Eu	3,45×10 ⁻¹¹	3×10 ⁻⁶	2,88×10 ⁻⁷	1,09×10 ⁻⁵	9×10 ⁻⁵	1,01×10 ⁻⁴	-	6,73×10 ⁻⁵
Ho	5,28×10 ⁻⁴	1,06×10 ⁻⁵	3,18×10 ⁻⁶	1,31×10 ⁻⁴	6,02×10 ⁻⁴	9,12×10 ⁻⁴	3×10 ⁻⁶ - 5×10 ⁻⁵	2,41×10 ⁻⁸
I	-	-	-	-	-	∞	-	∞
Nb	НДФ	5×10 ⁻⁷	5×10 ⁻⁷	5×10 ⁻⁷	5×10 ⁻⁷	<10 ⁻⁸	7×10 ⁻⁵ - 1×10 ⁻⁴	<10 ⁻⁸
Np	НДФ/5,67 ×10 ⁻⁴	2,30×10 ⁻⁵	2,50×10 ⁻⁵	5,49×10 ⁻⁴	5,67×10 ⁻⁴	2×10 ⁻⁸	1×10 ⁻⁸ - 4×10 ⁻⁸	2×10 ⁻⁸
Ni	3,8×10 ⁻⁶	2,5×10 ⁻⁵	7,03×10 ⁻⁷	1,4×10 ⁻⁷	6,53×10 ⁻⁵	5,95×10 ⁻⁵	6×10 ⁻⁵ - 5×10 ⁻³	2,3×10 ⁻⁴
Pa	НДФ	НД	НД	НД	НД	3,16×10 ⁻⁷	5×10 ⁻⁹ - 5×10 ⁻⁸	НД
Pb	1,08×10 ⁻⁸	7,42×10 ⁻¹	1,39×10 ⁻²	2,13×10 ⁻⁷	1,13×10 ⁻⁷	1,84×10 ⁻⁷	9×10 ⁻⁷ - 7×10 ⁻⁵	2,56×10 ⁻⁶
Pd	НДФ	6,75×10 ⁻⁶	6,35×10 ⁻⁷	5,18×10 ⁻⁸	5,02×10 ⁻⁸	5,37×10 ⁻⁸	6×10 ⁻⁸ - 2×10 ⁻⁷	5,37×10 ⁻⁸
Pu	НДФ/5,78 ×10 ⁻²	2,21×10 ⁻⁸	2,10×10 ⁻⁸	3,80×10 ⁻⁸	2,10×10 ⁻⁸	5,80×10 ⁻⁹	7×10 ⁻¹⁰ - 1×10 ⁻⁸	5,8×10 ⁻⁹
Ra	7,04×10 ⁻⁷	1,97×10 ⁻⁶	1,22×10 ⁻⁶	7,02×10 ⁻⁷	7,05×10 ⁻⁷	1,29×10 ⁻⁷	3×10 ⁻¹⁰ - 1×10 ⁻⁷	8,3×10 ⁻⁶
Se	НДФ	НД	НД	НД	НД	1×10 ⁻⁸	5×10 ⁻⁹ - 2×10 ⁻⁷	НД
Sn	НДФ/2,42 ×10 ⁻⁸	4,45×10 ⁻¹	9,49×10 ⁻²	1,27×10 ⁻⁶	1,68×10 ⁻⁸	6×10 ⁻⁸	9×10 ⁻⁸ - 2×10 ⁻⁴	1,6×10 ⁻⁸
Tc	НДФ	НД	НД	НД	НД	1×10 ⁻⁸	4×10 ⁻⁹ - 1×10 ⁻⁸	НД
Th	3,7×10 ⁻¹²	1,30×10 ⁻⁹	1,32×10 ⁻⁹	9,43×10 ⁻⁹	1,95×10 ⁻⁸	4,47×10 ⁻⁷	4×10 ⁻⁹ - 7×10 ⁻⁷	2,85×10 ⁻⁹
U	5,3×10 ⁻⁵	1,08×10 ⁻³	1,49×10 ⁻⁴	8,36×10 ⁻⁴	9×10 ⁻⁴	1×10 ⁻⁸	2×10 ⁻⁷ - 2×10 ⁻⁴	6,91×10 ⁻⁴
Zr	5,4×10 ⁻¹⁰	6,28×10 ⁻¹⁰	7,25×10 ⁻¹⁰	6,45×10 ⁻¹⁰	6,45×10 ⁻¹⁰	6,83×10 ⁻¹⁰	1×10 ⁻⁷ - 1×10 ⁻⁴	6,2×10 ⁻¹⁰

* – НДФ – нет данных о наличии фосфатных фаз в растворе / растворимость контролируется окисью

** – НД – нет данных

При составлении таблицы руководствовались следующими положениями. Так как растворение выпавших твердых минеральных фаз происходит в результате недонасыщения водной фазы по этому минералу, а осаждение, наоборот происходит в результате пересыщения водной фазы, то в этих случаях максимальная концентрация растворенного вещества, достигаемая для растворенного вещества, регулируется растворимостью наименее растворимого осадка или минерала и приводит к получению насыщенного раствора по отношению к этому веществу при локальном равновесии. В результате при дальнейшем попадании рассматриваемого радионуклида в систему, увеличение количества компонента в системе не приведет к увеличению концентрации в водной фазе, а только к увеличению количества осажденного твердого вещества.

При выборе значений предельной растворимости сравнивались растворимости разных минеральных фаз и выбиралось минимальное значение, например, в качестве контролирующей растворимости фазы серебра можно выбрать хлорид серебра, дающий меньшую растворимость, чем фосфат серебра.

В таблице также приведены консервативные значения для пределов растворимости в присутствии бентонита. Заметно, что значения, полученные в результате расчета близки к значениям из работы [10]

5. Выводы

Актуализированы и рассчитаны пределы растворимости твердых минеральных фаз радионуклидов для цементной матрицы с постадийной деградацией и в условиях влияния бентонита в контакте с NAP матрицей РАО с учетом растворенного фосфат-иона. Проанализирована итоговые данные по пределам растворимости и выбраны конечные значения для дальнейшей зоны.

Оценка пределов растворимости показала большое расхождение результатов, полученных при использовании разных баз термодинамических данных, поэтому одним из выводов работы является необходимость проведения полноценного экспериментального исследования растворимости твердых фаз ряда радионуклидов в формах, соответствующих реальным основным условиям разных пунктов окончательной изоляции, при этом особенно критична недостаточность данных по пониманию поведения и растворимости фосфатных фаз радионуклидов.

Полученные в работе результаты могут быть использованы в задачах прогнозирования миграции радионуклидов.

Литература

1. Corrigan R. Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment. IAEA Safety Reports Series No. 19. By IAEA, pp. 216, 2001 (IAEA, Vienna, Austria), € 50.87. – 2004.
2. Jacques D. et al. Time dependence of the geochemical boundary conditions for the cementitious engineered barriers of the Belgian surface disposal facility //NIRAS-MP5 DATA-LT (NF) Version. – 2008. – Т. 1. – С. 2008-24.
3. Rozov K. et al. Sorption of ¹³⁷Cs, ⁹⁰Sr, Se, ⁹⁹Tc, ¹⁵²(¹⁵⁴)Eu, ²³⁹(²⁴⁰)Pu on fractured rocks of the Yeniseysky site (Nizhne-Kansky massif, Russia) //E3S Web of Conferences. – EDP Sciences, 2019. – Т. 98. – С. 10007.
4. Roehl K. E. et al. (ed.). Long-term performance of permeable reactive barriers. – Gulf Professional Publishing, 2005.
5. Самойлов А. А. и др. Методический подход к определению радиологически значимых радионуклидов для оценки долговременной безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов //Вопросы радиационной безопасности. – 2017. – №. 3. – С. 21-31.
6. 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.
7. Johnson J. Geochemist's Workbench //Lawrence Livermore National Laboratory, Database thermo.tdat. – 2017.
8. Thoenen T. et al. The PSI/Nagra Chemical Thermodynamic Database 12/07. – 2014.
9. BRGM T. Thermochemical and Mineralogical Tables for Geochemical Modeling.
10. Berner U. Solubility of radionuclides in a bentonite environment for provisional safety analyses for SGT-E2. – Paul Scherrer Institute (PSI), 2014. – №. NTB--14-06.

Анализ возможности возникновения повторной критичности при запроектной аварии с полным обесточиванием РБМК

Тупотилов И.А., аспирант 2 года НИЦ КИ

Научный руководитель: д.т.н. Краюшкин А.В.

НИЦ Курчатовский институт

тел.: (499) 196–95–39, эл. почта: nrcki@nrcki.ru

1. Введение

Аварию с полным обесточиванием энергоблока условно можно разделить на две стадии: 1-ая – выпаривание теплоносителя, 2-ая стадия – разогрев обезвоженной активной зоны.

Во 2-й стадии (в предположении, что на данной стадии не удалось восстановить охлаждение активной зоны) авария переходит в фазу тяжелой аварии, когда из-за высоких температур возможны разрушения активной зоны и окружающих реактор конструкций.

Одним из важных вопросов, на которые должно ответить моделирование, является вопрос о возможности возникновения повторной критичности в ходе аварии. Для моделирования используется программа STEPAN-T специально разработанная для анализа данной аварии [1], и производящая расчет полей температур (в трехмерной геометрии) в активной зоне и окружающих реактор конструкциях, “отслеживаются” изменения конфигурации топлива и поглотителей, вызванные ростом температур, и определяется подкритичность с учетом роста температур и этих изменений.

2. Эффекты реактивности при разогреве реактора до начала разрушения топлива

На рис.1 показаны расчетные зависимости температур от времени в ходе аварии.

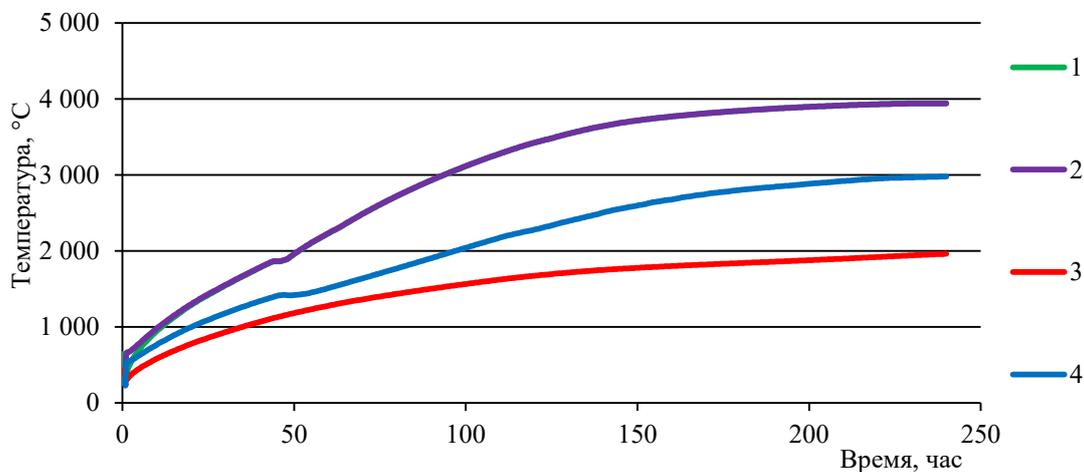


Рис.1 – Зависимости температуры от времени в ходе аварии:
1 - максимальная температура графита; 2 – максимальная температура топлива;
3 – средняя температура графита; 4 - средняя температура топлива

Из рис.1 видно, что к 5 часу максимальная температура графита достигнет уровня в 660 °C, следовательно, произойдет плавление и уход из активной зоны (а.з.) алюминиевых конструкций (гильзы кластерного регулирующего органа (КРО), оболочки укороченных стержней поглотителей (УСП) и стержней аварийной защиты (АЗ)). К 27 часу максимальная температура графита в а.з. примет значение в 1450 °C, это приведет к плавлению стальных конструкций а.з. (поглощающих элементов (пэлы) КРО). Уровень температур в 1850 °C будет достигнут к 43 часу, следует ожидать разрушение и расплавление циркониевых элементов а.з. В данный момент времени можно наблюдать “ступеньку” (стационарное

распределение температур в момент времени 43-47 час), выделяемая энергия в активной зоне расходуется на поддержания процесса плавления.

3. Температурный эффект графита

Вначале рассмотрим эффект реактивности, возникающий от разогрева графита, так как его разогрев до высоких температур в рассматриваемом сценарии аварии представляется неизбежным, а температурный коэффициент реактивности графита на РБМК «исторически» положителен. Т.е. из-за разогрева графита можно было бы ожидать снижения подкритичности. Однако коэффициент реактивности соответствует малым изменениям температуры для реактора, работающего на мощности. При больших изменениях зависимость оказывается другой. На рис.2 показана полученная в расчетах зависимость реактивности от температуры графита для исследуемого состояния реактора.

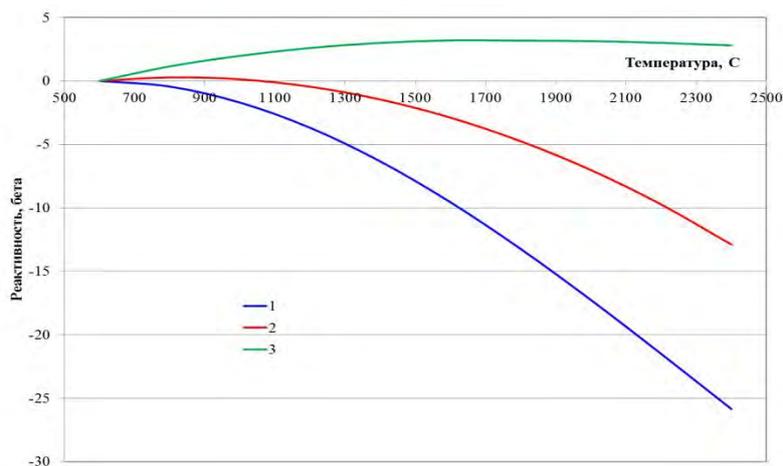


Рис.2 – Зависимость реактивности от температуры графита

Приведены три кривые. Кривая 1 соответствует обезвоженному реактору. Кривая 2 реактору с водой в каналах (это состояние с водой следует рассматривать как методическое, необходимо для понимания того, что будет происходить с а.з., если начать её охлаждение при текущих температурах и изменениях в конфигурации). Для обезвоженного реактора характерно быстрое уменьшение реактивности при разогреве. При сохранении в каналах воды на начальном этапе разогрева выделяется участок с ростом реактивности (соответствующий положительности коэффициента реактивности по температуре графита), затем также начинается ее быстрое снижение.

Основной механизм, ответственный за снижение реактивности при разогреве графита, заключается в ужесточении спектра нейтронов при разогреве и смещении его максимума в сторону резонанса в сечении поглощения эрбия при 0,47 эВ.

То, что снижение реактивности при разогреве объясняется именно влиянием эрбия, присутствующего в топливе, подтверждается расчетом зависимости реактивности от температуры на «доэрбиевых» состояниях реакторов. На рис.2 приведена кривая 3, полученная для реактора энергоблока № 3 Ленинградской АЭС в состоянии 1995г. (топливо с обогащением 2,4%, 80 дополнительных поглотителей (ДП)). Видно, что реактивность вначале разогрева заметно растет, а затем начинает снижаться, оставаясь положительной. Это снижение объясняется в данном случае влиянием плутония-240, накопленного в топливе. Плутоний-240 также имеет резонанс в сечении поглощения, но при 1,0 эВ.

Таким образом, благодаря уран-эрбиевому топливу, при разогреве графита подкритичность должна заметно возрастать.

4. Эффект реактивности от плавления алюминиевых деталей стержней СУЗ

В РБМК все стержни системы управления и защиты (СУЗ) имеют алюминиевые детали [2]. При достижении температуры плавления алюминия 660 °С ожидается:

- плавление алюминиевых гильз стержней КРО (166 стержней, выполняющих функции ручного регулирования (РР) и автоматического регулирования (АР)), при этом поглощающие элементы стержней КРО, содержащие титанат диспрозия в стальных оболочках останутся в твердом состоянии (температура плавления стали 1450 °С);
- плавление алюминиевых оболочек стержней УСП (24 стержня, вводящихся в а.з. снизу) и стержни АЗ (33 стержня аварийной защиты).

Стержни КРО вносят основной вклад в поддержание подкритичности. Плавление их гильз несколько снижает эффективность пэлов. По расчету снижение подкритичности составит около 1β.

После плавления алюминиевых гильз пэлы КРО теряют дистанционирование и могут смещаться внутри канала. В частности, вместо их размещения по кольцу могут сформировать плотный пучок (“схлопнуться”). При этом поглощающая способность стержня снижается, соответственно будет снижаться подкритичность. “Схлопывание” пэлов всех КРО маловероятно. Проведенные расчеты для данного предельного случая дают величину снижения подкритичности на величину около 4β.

Стержни УСП при плавлении оболочек обрываются и уходят под а.з., это снизит подкритичность на величину около 0,3 β. Также незначительное снижение связано с тем, что максимум аксиального нейтронного распределения находится в верхней части а.з.

Стержни АЗ содержат внутри алюминиевых оболочек поглощающие втулки из карбида бора. Плавление оболочек вызовет “проседание” столба поглощающих втулок вниз на 0,5 м, где столб упирается в нижнюю конструкцию канала АЗ, препятствующую дальнейшему движению втулки вниз. Эффект реактивности от смещения втулок по расчету составляет +0,5β. Втулки сохранятся до температуры около 2000 °С – плавление карбида бора.

Таким образом, само плавление алюминиевых деталей не приведет к существенному уменьшению подкритичности, которая к этому моменту развития аварии находится на уровне 10-15 β.

Имеется, однако, сопутствующий эффект следующего типа. Пэлы стержней КРО в полностью введенном состоянии упираются в дно алюминиевой гильзы, что препятствует их движению вниз. При исчезновении гильзы произойдет смещение подвески с пэлами вниз примерно на 0,5 м за счет сматывания с барабана привода ленты, на которой висит подвеска с пэлами. При этом “оголяется” верхний участок активной зоны. Более того, теоретически возможно “выскакивания” ленты из закрепления на барабане, в результате которого подвеска с пэлами уйдет под а.з.

Для разогретого состояния, обрыв лент сервоприводов стержней КРО снижают подкритичность реактора в момент времени около 10 час примерно до 2β. Потери подкритичности из-за ухода поглотителей препятствует нахождение реактора в максимуме йодной ямы и эффект разогрева графита и топлива. Для “холодного” состояния, которое может быть получено при охлаждении реактора в данный момент времени, ситуация несколько иная, в момент времени около 25 час возникает надкритичность реактора, которая затем растет до уровня около 4β.

5. Эффекты реактивности при разогреве реактора после начала разрушения топлива

При дальнейшем разогреве и достижении температуры плавления циркония 1850 °С начнется разрушение ТВС. В результате разрушения можно ожидать превращение кластерной конструкции ТВС в “топливный столб”, расположенный в нижней части а.з.

Анализ конструкций нижней части реактора показывает, что смещению разрушенного топлива под реактор препятствует сужение канала в районе нижнего отражателя, где циркониевая часть канала переходит в стальную.

Данная трансформация ТВС в топливный столб существенно снижает реактивность и подкритичность будет увеличиваться.

Причина резкого увеличения подкритичности очевидно заключается в переходе от оптимальной (кластерная конструкция) к неоптимальной геометрии расположения топлива в смысле влияния на коэффициент размножения.

В процессе перехода от кластерной геометрии ТВС к геометрии “топливного столба” возможно образование промежуточных конфигураций в отдельных ТВС, приводящих к временному локальному повышению коэффициента размножения величиной до $+5 \beta$ (Например, удаление части топливных таблеток из верхнего пучка твэлов после плавления середины ТВС). Однако отрицательные эффекты реактивности от образования столбов и от продолжающегося разогрева будет существенно “перевешивать” эти локальные эффекты.

При продолжении разогрева возможен выход из топлива накопленных ПД, а также и эрбия, который введен в топливо на этапе фабрикации, но при нагреве теоретически может выходить, как и ПД. Предполагается, что вышедшие из топлива ПД и эрбий уходят из а.з.

Было рассмотрено три варианта: в первом – в топливе остаются как накопленные РВ, так и эрбий; во втором – из топлива выходят только накопленные РВ, а эрбий остается; в третьем – из топлива выходят РВ и эрбий.

Для “горячего” состояния свойственна глубокая подкритичность реактора. Даже для самого неблагоприятного сценария, с выходом из топлива эрбия, подкритичность сохраняется на уровне 25β . В остальных случаях ожидать возникновения повторной критичности тем более не стоит.

Для “холодного” состояния реактора ситуация меняется. Надкритичность в 3-м варианте возникает в районе 90 час при попытках охлаждения а.з. Для первого и второго варианта, ее более ожидать не стоит.

Таким образом, расчеты показывают, что в результате разогрева и выхода из топлива ПД, а также эрбия, повторная критичность в горячем состоянии не возникает.

Однако, при попытках охлаждения а.з. в состояниях, возникающих после 90 час развития аварии, может быть получена значительная надкритичность, достигающая 25β .

6. Заключение

Из полученных результатов можно сделать следующие выводы.

- Проведенные расчеты показали, что в ходе аварии повторная критичность не возникает несмотря на уход из а.з. поглотителей из-за их плавления при достижении температуры $1450 \text{ }^\circ\text{C}$ – температуры плавления стали. Данный уровень температур достигается к моменту около 40 час с начала аварии. Этот вывод, однако, относится только к “горячему” состоянию реактора. При попытках охлаждения а.з. в момент, близкий к моменту ухода поглотителей, возможно возникновение большой надкритичности.

- Второй момент, когда можно ожидать возникновение повторной критичности, соответствует времени около 90 час с начала аварии. За счет длительного нахождения топлива при высоких температурах из него могут выйти продукты деления. Положительный эффект реактивности от их выхода компенсируется отрицательными эффектами от разогрева и разрушения ТВС. Однако при охлаждении а.з. в этом состоянии опять может возникать значительная надкритичность.

Таким образом, попытки охлаждения а.з. на тяжелой стадии аварии после 40 час должны быть прекращены.

Литература

1. А.В. Краюшкин, Л.Н. Захарова Моделирование запроектной аварии с полным обесточиванием РБМК. Вопросы атомной науки и техники. – 2016. – Вып. 3.- С.53-62.
2. М.А. Абрамов, В.И. Авдеев, Е.О. Адамов и др. Канальный энергетический реактор РБМК. М.: ГУП НИКИЭТ. – 2006. – С.632.

Методика определения относительной летучести молекулярных форм йода при заданных условиях

Хорошилова К.Д., Грачев В.А., Сорокопуд М.О.

Научный руководитель: к.х.н., доц., внс НИЦ КИ Сазонов А.Б.

Научный исследовательский центр «Курчатовский институт»

тел.: +7-(915) 094-08-40, эл. почта: krissi95@yandex.ru

Введение

При работе АЭС с реактором типа ВВЭР в теплоносителе первого контура накапливаются радиоактивные изотопы, в частности изотопы йода (^{129}I – ^{135}I). В ходе протекания аварии с течью теплоносителя первого контура радиоактивные изотопы вместе с теплоносителем попадают в защитную оболочку. Для проведения радиологических анализов проводится расчет утечки радиоактивных продуктов деления в окружающую среду при поступлении их в защитную оболочку в ходе аварии. Расчет радиоактивных выбросов производится с использованием коэффициента распределения (КР) йода между паром и раствором приемка защитной оболочки. КР является основным показателем, характеризующим летучесть йода. Равновесный коэффициент распределения имеет физический смысл отношения скоростей межфазного переноса компонента (из пара в жидкость и обратно) в условиях термодинамического равновесия. В более общем случае КР зависит не только от термодинамических параметров, но и от других факторов, определяющих стационарное состояние двухфазной системы. В рамках рассматриваемой задачи такими факторами являются температура, давление, мощность поглощенной дозы излучения радионуклидов, а также рН жидкой фазы (раствора приемка) и общая концентрация йода, т.е. все величины, определяющие концентрации отдельных химических форм йода как в жидкой, так и в парогазовой фазе.

В растворе приемка йод присутствует сразу в нескольких химических формах: I_2 , I^- , I_3^- , HIO , IO_3^- и др. Так как образующиеся химические формы йода обладают разной летучестью, то необходимо оценить, какие химические формы и в каком количестве могут образоваться в растворе приемка. Так как все химические формы йода обладают различной летучестью, необходимо оценить, какие из них и в каком количестве образуются в растворе приемка при протекании аварии согласно заданному сценарию. Наиболее устойчивыми формами йода в растворе являются: йодид-ион (I^-), йодат-ион (IO_3^-) и молекулярный йод (I_2).

Проведенные исследования [1] показывают, что основные продукты радиолитических превращений йода в газовой фазе сильно зависят от соотношения O_2 / N_2 . В присутствии азота йод существует, в основном, в формах HOI и INO_3 , а при значительном избытке кислорода – в форме оксидов общего состава I_xO_y , при контакте с водой образующих йодсодержащие кислоты. Данное обстоятельство вызывает трудности при проведении экспериментов по определению КР, так как выделить каждый из газообразных продуктов в отдельности не удается.

Таким образом, настоящая работа посвящена созданию методики, позволяющей определять относительную летучесть молекулярных форм йода при различных температурах и рН облучаемого раствора. Для достижения поставленной цели было необходимо проведение серии экспериментов по определению летучести основных химических форм йода при заданных рН и температурах.

Методика расчета содержания основных химических форм йода в защитной оболочке АЭС с ВВЭР

Для расчета содержания основных химических форм йода в защитной оболочке необходимо отдельно рассчитать содержание химических форм йода в растворе приемка и в паровоздушной среде защитной оболочки. После объединения этих двух моделей в один алгоритм можно рассчитать миграцию химических форм йода между жидкой и парогазовой фазами.

Разработанная методика для расчета содержания химических форм йода в растворе прямка базируется на решении модельной системы уравнений химической кинетики, записанной в следующем виде:

$$\frac{dC_i}{dt} = P\rho G_{0i} - C_i \sum_j k_{ij} C_j + \sum_m \sum_n k_{mn} C_m C_n \delta_i(m, n) \quad (1)$$

где P – мощность поглощенной дозы, ρ – плотность раствора, G_{0i} – первичный радиационно-химический выход образования (разложения) i -й частицы, C_i – молярная концентрация i -й молекулы (или иона), t – время, k_{ij} – константа скорости бимолекулярной реакции между i -й и j -й частицами, $\delta_i(m, n)$ – множитель, равный 1, если в ходе реакции между m -й и n -й частицами в качестве продукта образуется i -я частица, и 0 во всех остальных случаях. Зависимость выходов G_{0i} от температуры определяли путем аппроксимации экспериментальных данных работ [2, 3].

Суммирование в (1) ведется по всем видам частиц, включая основные химические формы йода, воду и продукты ее радиолитического распада, промежуточные активные частицы (радикалы и ион-радикалы), а также йод-содержащие частицы (Γ , I_2^- , I_3^- , IO^- , IO_2^- , IO_3^- , IO_3^{2-} , IOH^- , $HOIO_3^-$, $I_2O_2^-$). В результате система из 30 уравнений описывает порядка 100 прямых и обратных реакций.

Все реакции в модели представляются как бимолекулярные. Пересчет значений k_{ij} на произвольную температуру проводится с использованием уравнения Аррениуса.

Модель радиационно-химических превращений в газовой фазе представляет собой систему обыкновенных дифференциальных уравнений первого порядка, записанных для N концентраций C_i (моль/дм³) исходных компонентов и продуктов радиолитического распада (включая промежуточные частицы) как функций времени:

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{Q_i}{V_\Sigma} + \frac{\dot{D}_G(t)}{100eN_a} \left[-G_{0i} M_i C_i + \sum_{j=1}^N G_{0j} M_j C_j Y_{ij} \right] - C_i \sum_{p=1}^N \sum_{r=1}^N k_{ipr} C_p C_r + \sum_{p=1}^N \sum_{r=1}^N \sum_{s=1}^N k_{prs} C_p C_r C_s \delta_i(p, r, s) \quad (2)$$

где Q_i – скорость поступления i -го компонента извне, моль/с; V_Σ – общий облучаемый объем, дм³; e – элементарный заряд, Кл; N_a – число Авогадро, моль⁻¹; M_i – молярная масса компонента, кг/моль; Y_{ij} – парциальный выход i -го компонента при разложении j -го, доли; k_{ipr} – константа скорости тримолекулярной реакции между i -м, p -м и r -м компонентами, дм⁶/(моль²·с); $\delta_i(p, r, s)$ – множитель, равный 1, если в ходе реакции между p -м, r -м и s -м компонентами образуется i -й компонент, и 0 во всех остальных случаях.

Все реакции в модели записываются как тримолекулярные. В общем случае в парогазовой фазе протекают как би-, так и тримолекулярные реакции. Часто в случае тримолекулярной реакции две реагирующие частицы сталкиваются с третьим телом, роль которого заключается лишь в том, что это третье тело уносит избыток энергии реакции. Для простоты дальнейших расчетов принято, что в роли последнего может выступать молекула любого вещества, присутствующего в реакционной смеси, и что вид третьего тела не влияет на скорость реакции.

Зависимости констант скоростей химических реакций в паровоздушной смеси от температуры представляются в модели расширенным уравнением Аррениуса вида

$$k(T) = k_\infty T^n \exp\left(-\frac{E_a}{RT}\right), \quad (3)$$

где T – абсолютная температура; k_∞ – предэкспоненциальный множитель; n – показатель степени при температуре; E_a – энергия активации; R – универсальная газовая постоянная.

Решения жестких нелинейных систем дифференциальных уравнений (1) и (2) ищутся методом ФДН [10, 11].

Экспериментальное определение летучести основных химических форм йода при заданных условиях

В рамках данной работы была проведена серия экспериментов с целью определения летучести йода в формах I_2 , Γ , IO_3^- и общего йода при заданных рН и температурах путем квазиравновесной перегонки. Эксперимент проводился для водных растворов йода и борной кислоты. Концентрация общего йода (I), вносимого в исходный раствор в виде смеси веществ KI , KIO_3 и I_2 : $(5,0 \pm 0,25) \cdot 10^{-6}$ моль/дм³. Молярное

соотношение веществ $KI : KIO_3 : I_2 = 1 : 1 : 8$. В эксперименте использовались растворы борной кислоты с концентрациями 8 г/дм^3 и 16 г/дм^3 . Эксперимент проводился в диапазоне pH водных растворов йода от 5 до 9 с шагом 1. Квазиравновесная перегонка растворов проводилась в интервале температур от $40 \text{ }^\circ\text{C}$ до $90 \text{ }^\circ\text{C}$ с шагом $10 \text{ }^\circ\text{C}$. После перегонки проводился анализ отогнанных фракций на определение содержания общего йода методом атомно-эмиссионной спектроскопии с индуктивно-связанной плазмой (ИСП-АЭС) и содержания йода в форме I_2 и Γ методом газовой хроматографии с масс-спектрометрическим детектированием (ГХ-МС).

При проведении эксперимента для повышения стабильности и идентичности условий перегонки при заданной температуре применен 5-ти позиционный термостат, оборудованный пятью перегонными системами. Это позволило достичь повторяемости условий процесса перегонки водных растворов, содержащих различные формы йода, со значениями pH от 5 до 9 при фиксированных концентрациях борной кислоты и температуре.

Схематическое изображение установки приведено на рисунке 1.

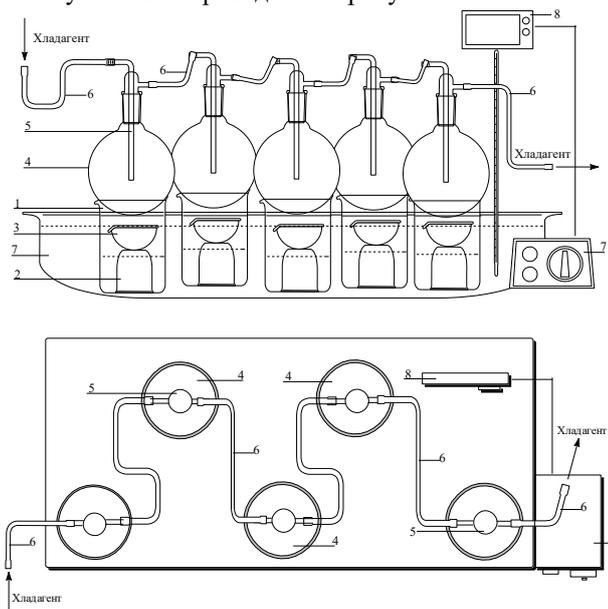


Рис. 1. Схема установки для перегонки

В результате анализа экспериментальных данных можно выделить следующие особенности, касающиеся равновесия между различными химическими формами йода в жидкой и парогазовой фазе.

Практически ни в одном из экспериментов общее содержание йода в перегнанных пробах не является суммой концентраций молекулярного йода и йодида. Таким образом, в пробах содержится, по меньшей мере, еще одна форма йода, не детектируемая описанными методами ГХ-МС. Наиболее вероятно, что это NOI или IO^- -ион, так как содержащийся в пробах йодид является продуктом реакции диспропорционирования молекулярного йода



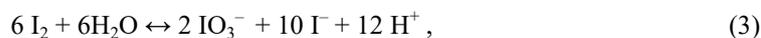
протекающей с заметной скоростью уже при комнатной температуре. В то же время другая часть йодноватистой кислоты могла оказаться в перегнанных пробах сразу, в процессе перегонки. Об этом свидетельствует малое содержание йодида в образцах, соответствующих щелочному или нейтральному pH перегоняемого раствора.

В щелочных растворах NOI является фактически единственной летучей формой йода, при этом его летучесть сравнима с летучестью молекулярного йода. Температура мало влияет на летучесть NOI . Гораздо больше влияет содержание борной кислоты в растворе: чем выше ее концентрация, тем меньше йода при тех же условиях переходит из жидкой фазы в газовую. Объяснением этому может служить образование комплексного иона $B(OH)_3O\Gamma$, структурного аналога $B(OH)_4^-$, имеющего значительно меньшую летучесть.

В кислых растворах основной летучей формой йода является молекулярный йод, большая часть которого диспропорционирует по реакции (1). Так как это диспропорционирование сопровождается закислением перегнанной пробы, возможен дальнейший процесс образования йодат-иона по реакции



Объединяя (1) и (2), получаем брутто-реакцию



в результате которой йодид-ион соотношение между концентрациями йодат- и йодид-ионов будет составлять 1 : 5. Таким образом, при перегонке кислых растворов еще одной химической формой йода после перегонки является йодат-ион.

Сравнение результатов моделирования и эксперимента

Сравнение результатов математического моделирования и эксперимента осуществлялось путем объединения модели парогазовой и жидкой фаз в рамках одного алгоритма с добавлением в дифференциальные уравнения для концентраций слагаемых, описывающих массообмен. Для рассмотрения последнего использовалось предположение о том, что перенос воды из жидкости в пар происходит скоростью ее испарения со свободной поверхности в отсутствие движения газовой фазы [4]. Остальные компоненты раствора переносятся в пар пропорционально их бинарным коэффициентам разделения, которые для малых концентраций соответствуют константам Генри летучих веществ [5].

Прямое сравнение результатов моделирования и эксперимента на данном этапе работы пока затруднительно, так как модель жидкой фазы не учитывает образования комплекса $\text{V}(\text{OH})_3\text{OI}^-$, для которого необходимо каким-то образом еще определить константу устойчивости как функцию температуры. Однако видно хорошее качественное совпадение результатов расчета и эксперимента в отсутствие какой-либо корректировки параметров модели.

Заключение

В ходе проведения данной работы была разработана методика для определения содержания и миграции химических форм йода в жидкой и парогазовой фазах. Полученная методика базируется на решении модельной системы уравнений химической кинетики. Для решения системы дифференциальных уравнений используется метод формул дифференцирования назад (ФДН).

Для определения летучести основных химических форм йода в растворе прямка была проведена серия экспериментов при заданных условиях. Концентрация общего йода (I), вносимого в исходный раствор была в виде смеси веществ KI, KIO_3 и I_2 : $(5,0 \pm 0,25) \cdot 10^{-6}$ моль/дм³. Варьируемые параметры: раствор борной кислоты с концентрацией 8 г/дм³ и 16 г/дм³, pH от 5 до 9, температура от 40 °С до 90 °С.

Было проведено сравнение результатов, полученных по разработанной методике, с результатами эксперимента. Сравнение показало хорошее качественное согласие результатов. Не удалось добиться хорошего количественного согласия результатов. В дальнейшем расчетная модель может быть дополнена расчетом содержания комплекса $\text{V}(\text{OH})_3\text{OI}^-$, что позволит достичь хорошего количественного согласия результатов.

Литература

1. Trincal J., Cantrel L., Cousin F. et al. In What Extent the Iodine Reactivity in the Atmosphere Can Impact the Radiological Consequences. NEA/CSNI/R(2016)5, P. 405 – 411.
2. Elliot. A.J., Chenier M.P., Ouellette D.C. // J. Chem. Soc., Faraday Trans. 1993. V. 89. № 8. P. 1193.
3. Sunaryo G.R., Katsumura Y., Hiroishi D., Ishigure K. // Radiat. Phys. Chem. 1995. V45. № 1. P. 131.
4. Орвос М., Сзабо В., Пус Т. Скорость испарения со свободной поверхности нагретой жидкости. – Прикладная механика и техническая физика, 2016, т. 57, № 6, с.168-179.
5. Sanders R. Compilation of Henry's law constants (version 4.0) for water as solvent. – Atmos. Chem. Phys., 2015, v. 15, pp. 4399–4981

Разработка методики психофизического тестирования, направленные на выявления лиц, потенциально склонных к совершению злонамеренных действий на предприятиях ЯТЦ

Хужажина К. А., магистрант 2 года ИЯТШ ТПУ

Научный руководитель: старший преподаватель отделения ЯТЦ ТПУ, Семенов А. О.

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

тел.: 8(996) 938-73-63, эл. почта: kamilakhuzhazhinova@gmail.com

1. Введение

Разработанная система физической защиты на радиационных объектах позволяет защитить предмет физической защиты от актов саботажа и диверсии не только со стороны внешнего, но и внутреннего нарушителя. Компетентный специалист, который проинформирован об актуальном расписании производимых работ, о новых путях развития предприятия, обладает определенным уровнем подготовки, в случае принятия решения совершить злонамеренный акт.

Уровень доверия, который вырабатывается годами на протяжении многих лет, создает определенную модель поведения между работниками объекта. Приятельские и дружеские взаимоотношения сотрудников на предприятии ослабляют внимание по отношению к подозрительному поведению того или иного работника.

На поведение человека может повлиять множество факторов. Однако, эмоциональная стабильность вносит наибольший вклад среди них. Выявить предрасположенность работника к совершению злонамеренных актов в процессе работы и при приеме на нее позволит методика по противодействию угрозам, исходящих от внутреннего нарушителя. Данная методика включает в себя ряд психологических тестов и рекомендации по взаимодействию специалистов с той или иной группой работников, которая формируется по результатам таких тестирований.

Целью данной работы является исследование возможности применения методик психофизического тестирования для выявления возможных лиц, потенциально склонных к осуществлению злонамеренных актов на предприятиях ЯТЦ.

Для достижения поставленной цели решались следующие задачи:

- анализ существующих психологических методик тестирования специалистов ответственных и опасных профессий;
- разработка методики выявления возможных лиц, потенциально склонных к осуществлению злонамеренных актов;
- апробация разработанной методики в реальных условиях;
- выявление группы риска из числа сотрудников исследовательского реактора ИРТ-Т.

2. Выявление компонентов диагностики

Отсутствие аналитических обзоров на психологические портреты диверсантов представляют возможным проведение параллели между эмоциональным состоянием террориста и внутренним нарушителем [1].

На данный момент исследования, проводимые на основе террористических актов, совершенных в мире в последний годы, выделяют несколько основных типов террористов:

- террорист «зомби»;
- террористы из мести;
- террористы «патриоты»;
- террористы за деньги;
- террористы «поневоле»;
- террористы «маньяки».

Из всех вышеперечисленных типов целесообразно для данной работы выделить типы террористов из мести, «поневоле» и за деньги, так как наличие других типов сотрудников на предприятиях ЯТЦ маловероятно.

Террористами «мстителями» чаще всего являются люди с неустойчивым эмоциональным состоянием, которые потеряли близких и смысл жизни. Месть в данном случае может быть направлена как на объекты государственной власти, так и на конкретное лицо. Прямым отличием среднестатистического человека от такого террориста является неспособность разделять разум от переживания эмоций.

Мотивация же террориста «поневоле» в корне отличается от «мстителя». Взятие в заложники членов его семьи, угроза преданию огласке каких-либо дискредитирующих данного человека сведений подталкивают человека к совершению террористических актов. При разговоре он не смотрит собеседнику в лицо, избегает контакта глаз. Голос у такого террориста обычно приглушенный, тихий, речь замедленная [2].

Террорист, который совершает злонамеренный акт за деньги, преследует лишь материальную выгоду. Такой тип личности не придерживается все принятым принципам и готов на любые поступки лишь бы получить прибыль. К тому же еще прибавляется безразличие к окружающим, что только усиливает риск совершения деяния тяжелой степени последствий. Террорист за деньги характеризуется как человек нервный и напряженный [3].

На основе изученных портретов террориста выявлен ряд компонентов, анализ степени выраженности которых позволит составить наиболее полный эмоциональный портрет человека, а также определить его склонность к совершению злонамеренных актов:

- экстраверсия;
- нейротизм;
- импульсивность;
- свойственность к аффективному состоянию;
- склонность к воспроизводству неотрагированных переживаний;
- виды и степень агрессии.

Методики психофизического тестирования для диагностики степени выраженности ранее представленных компонентов:

- экспресс-диагностика характерологических особенностей личности Т. В. Матолиной;
- экспресс-диагностика неуправляемой эмоциональной возбудимости В. В. Бойко;
- экспресс-диагностика на склонность к аффективному поведению В. В. Бойко;
- экспресс диагностика склонности к воспроизводству неотрагированных переживаний В. В. Бойко;
- тест на диагностику состояния агрессии Л. Г. Почебута.

3. Разработка методики тестирования

Суммарное количество вопросов в методиках: 135 штук. Для увеличения эффективности, а именно уменьшения времени, которое затрачивается на прохождения одного тестирования, было принято решение сократить количество вопросов, удаляя взаимоисключающие и те, по которым выявляется фактор правдивости в опросниках, а также перемешать вопросы в хаотичном порядке. Всего взаимоисключающих утверждений выявилось 16 штук. Решение перемешать вопросы в хаотичном порядке было принято для того, чтобы испытуемый не смог выявить зависимость между ними и заранее предугадать ряд факторов, степень выраженности которых определяется по результатам опросника. Для уменьшения фактора усталости и, как следствие, ложного результата при заполнении вопросников 119 утверждений были разделены на 5 тестов, каждый из которых содержал по 25 вопросов. Добавление к последнему тесту шести вопросов из ранее пройденных опросников позволило уровнять количество утверждений в каждом тесте.

4. Анализ результатов психологического тестирования сотрудников ИРТ-Т

Количество испытуемых, на которых была апробирована методика, составило 30 человек. Должности сотрудников варьировались от стажера до главного инженера реактора.

Экспресс-диагностика неуправляемой эмоциональной возбудимости В.В. Бойко, результаты которой графично изображены (Рис. 1), для группы сотрудников ИРТ-Т показала, что эмоциональная возбудимость и импульсивность не свойственны для 69% прошедших исследование сотрудников. Наличие некоторых признаков импульсивности выявлено для 31% исследованной группы работников реактора. Высокая степень импульсивного поведения, согласно результатам проведенной методики, не свойственна никому из группы испытуемых.



Рис. 1. Показатели неуправляемой эмоциональной возбудимости сотрудников ИРТ-Т

Тест агрессивности Л.Г. Почебуты для группы сотрудников ИРТ-Т выявил показатели агрессивности (Рис. 2).



Рис. 2. Показатели степени выраженности агрессивности сотрудников ИРТ-Т

Высокая степень общего уровня агрессии характерна не характерна ни для одного из участников исследования, средняя степень выявлена у 66% сотрудников ИРТ-Т. Низкие значения показали 34% участников исследования.

5. Формирование группы риска

Формирование группы риска. Разработанная методика позволяет выявить группу риска сотрудников, которые могут являться потенциальными внутренними нарушителями. При формировании группы риска обращалось внимание на низкую или высокую степень выраженности компонента. Так, в шкале склонности к неуправляемой эмоциональной возбудимости у всех испытуемых выявлен средний уровень выраженности, а в шкале воспроизводства неотредактированных переживаний присутствует лишь один испытуемый с высоким показателем компонента.

Таблица 1. Группа риска

Количество отклонений	Номер испытуемого						
	4	1	7	9	10	15	16
3	18	20	27	2	6		
2	24						
1	17						

Таким образом выявлено 14 испытуемых у которых есть, как минимум, одно отклонение от нормы. Результаты формирования группы риска представлены в таблице 1.

6. Заключение

Разработана методика психофизического тестирования для выявления возможных лиц, потенциально склонных к осуществлению злонамеренных актов на предприятиях ядерного топливного цикла. Анализ психофизического тестирования сотрудников ИРТ-Т продемонстрировал средние и низкие показатели степени выраженности компонентов. Сформирована группа риска сотрудников ИРТ-Т в количестве 14 человек с неустойчивыми личностно-психологическими особенностями; рекомендуется создание базы данных ответов сотрудников для отслеживания динамики изменения психофизического состояния.

Литература

1. Психологический аспект международного терроризма [Электронный ресурс] / Пси-фактор Вединская Т. Ю., Дзигумская Е. А. Киев, 2007 г. URL: <https://psyfactor.org/terror2.htm> (дата обращения 09.07.2020).
2. Лепёшкин Н.Я., Василин В.Г., Обирин А.И., Талынёв В.Е. «Психологические основы терроризма и антитеррористической деятельности в современных условиях»: учеб. пособие. Хабаровск 2018. 96 с.
3. Фетискин Н. П., Козлов В. В., Мануйлов Г. М. «Социально-психологическая диагностика развития личности и малых групп»: учебное пособие / Вузовское образование. Саратов 2017 – 123.

Система управления ядерными знаниями как элемент эффективного формирования общественной приемлемости ядерных технологий

Хужажина К. А., магистрант 2 года ИЯТШ ТПУ

Научный руководитель: доцент отделения ЯТЦ ТПУ, Верхотурова В. В.

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

тел.: 8(996) 938-73-63, эл. почта: kamilakhuzhazhinova@gmail.com

1. Введение

В настоящее время атомная отрасль в мире – это динамичная, быстроразвивающаяся область с амбициозными планами, реализация которых должна быть обеспечена высококвалифицированными кадрами. Безопасность ядерной энергетики во всех её измерениях (недопущение ядерных аварий, гарантии нераспространения ядерного оружия и физическая защита ядерных объектов) – это ключевой фактор, который определяет и будет определять развитие отрасли, от чего напрямую зависит устойчивое развитие страны или региона. В обеспечении безопасности ядерных объектов ключевую роль играет персонал. На данный момент порядка 60% инцидентов на ядерных объектах являлись прямым результатом действия человеческого фактора. Поэтому для работы на таких объектах требуются компетентные специалисты с глубоким пониманием культуры ядерной безопасности, а их подготовке уделяется повышенное внимание.

В последние годы наблюдается тенденция недобора студентов на ядерные программы и общий рост недоверия населения к ядерной отрасли и технологиям.

Таким образом целью данной работы является изучить методы и инструменты формирования общественной приемлемости ядерных технологий как элемента системы управления ядерными знаниями.

Для достижения данной цели требуется решения ряда задач:

- провести сравнительный анализ между международными и национальными подходами к созданию системы управления ядерными знаниями;
- определить основные методы и подходы формирования общественной приемлемости ядерных знаний;
- определить роль образовательных организаций в формировании общественной приемлемости ядерных знаний;
- разработать рекомендации для национальных образовательных организаций (на примере ТПУ), реализующих ядерные образовательные программы, по повышению качества контингента через использование инструментов формирования общественной приемлемости ядерных знаний.

2. Сравнительный анализ международных и национальных подходов к созданию системы управления ядерными знаниями

Лучшей практикой по управлению ядерными знаниями (УЯЗ) в компании в мире обладает «Росатом», в рамках созданной информационной платформы охватываются все стадии жизненного цикла знаний от формирования до коммерциализации. Основные принципы работы данной платформы указаны на рисунке 1. Данные могут загружаться, храниться и передаваться во внешние базы данных мировых сообществ ядерной индустрии. Все загружаемые работы проходят через систему «Антиплагиат», что позволяет повысить уникальность создаваемой базы.

Более того на платформе вся информация располагается согласно определенной матрице для легкого дальнейшего поиска. Обучающие материалы на платформе предоставляются как в текстовом, так и в видео формате.

Для формирования общественной приемлемости ГК «Росатом» осуществляются следующие проекты:

- информационный центр атомной энергии (ИЦАЭ);
- международный чемпионат по ловле рыбы возле Ленинградской АЭС;
- международный ядерный квиз;
- ледокол знаний;
- атом для людей.



Рис. 1. Принцип работы информационной платформы «Росатом»

В то же время СУЯЗ зарубежных стран начинается с решения вопроса о человеческих ресурсах. Тем самым представители ядерной отрасли создают яркое впечатление еще в детских садах и, далее, поддерживают интерес в школе, способствуют привлечению к изучению учащимися STEM, организуют различные встречи, в том числе и выездные на предприятия, где школьники и студенты могут наяву ознакомиться с возможной будущей профессией.

Так, например, компания EDF осуществляет программы «Inspire» для детей возраста до 16 лет, а для более старшего молодого поколения «Young NPC». Данные проекты предлагают ряд бесплатных и инновационных мероприятий, включая практические семинары по STEM, учебные ресурсы, связанные с учебной программой, собрания и мероприятия для второй, третьей и четвертой ступени обучения, чтобы помочь молодежи воспользоваться огромными возможностями, которые открывает строительство и эксплуатация АЭС Hinkley point C.

Для управления ядерными знаниями в рамках организации зарубежные компании придерживаются рекомендаций международного агентства по атомной энергии, используя платформу «e-learning».

3. Основные подходы формирования общественной приемлемости ядерных технологий

В мире существует множество подходов для формирования общественной приемлемости ядерных технологий. Далее представлены основные подходы с дополненными рекомендациями для работы с разными возрастными группами.

Детский сад и начальная школа

Создание тематических раскрасок, мультфильмов и игрушек. Так, у ребенка формируется позитивный мислеобраз на начальном этапе становления личности. Ценным для детей такого возраста является создание нового своими руками. Национальные атомные компании (НАК) выезжают в начальные школы и детские сады с материалами, из которых подручными средствами можно смастерить минималистичный макет работающей АЭС и ее элементов [2].

Средняя и старшая школа

Формирование дополнительных занятий по предметам STEM (science, technology, engineering and math). Преподавание может осуществляться как очно, так и в онлайн формате. Для мотивации преподавателей следует разработать конкурс, по результатам которого победителям будут подарены денежные или другого рода призы.

Основным оценочным отзывами учеников, посещавших курсы, и результаты специально разработанной контрольной работы по проверки знаний. Для автоматизации процесса рекомендуется проведение проверочных работ через программу «Экзамус», которая предоставляет возможность удаленно выполнить работу при автоматическом контроле отсутствия использования сторонних источников информации. Интерес школьников может поддерживаться уровнем и качеством преподавания, либо дополнительными призами по результатам посещения и контрольных работ. Преподавателями данных курсов могут быть действующие преподаватели, будущие специалисты из университетов, а для среднего звена это и вовсе могут быть ученики старших классов. Проведение данных курсов подразумевает наличие аудиторий, в связи с этим требуется достичь определенных договоренностей со школами для предоставления помещений.

Для учеников выпускных классов следует разработать схематичные путеводители о путях поступления в ВУЗ с ядерными специальностями, который должен содержать в себе определенные шаги по поступлению, дальнейшие перспективы трудоустройства на территории страны, а также базу данных (БД) профессий с точными описаниями.

Возродить интерес учеников данного звена к профессии можно через лекции в школах и через выездные экскурсии на действующие и строящиеся предприятия. Благодаря этому молодое поколение сможет наяву ознакомиться со спецификой объектов и особенностью будущей профессии. Важно показать молодому поколению, что ядерной отрасли требуются представители разных специальностей: менеджеры, программисты и многие другие смежные профессии смогут работать даже с начальной стадии проектирования объекта. Так, успешно реализуется программа «Inspire» НРС, где ученикам предоставляется возможность посетить объекты и даже немного поучаствовать в стройке. Слоганом данного проекта является фраза: "Найди себя на НРС".

Университет

Для студентов рекомендуется организовывать научные конференции для выявления талантливой молодежи; стипендии именных или фондов национальной атомной компании, что придаст огласке НАК и будет повышать личный бренд компании.

Рекомендуется создание программы наставничества при написании научно-исследовательских работ, в рамках которой действующие предприятия выставляют ряд актуальных, требующих решения, вопросов, предоставляют человека с объекта, который компетентен в данной сфере. Тем самым будет достигнуто несколько целей одновременно: студент с начальных курсов начнет заниматься написанием и исследованием прикладной работы, научный руководитель с университета будет курировать проект в рамках учебного заведения, куратор с производства будет также координировать студента, предоставляя актуальную информацию и данные из отрасли. Так в результате данной работы, по окончании бакалавриата у студента будет написана актуальная выпускная квалификационная работа, месячный опыт практики на предприятии и будет получено представление о качествах данного студента в рамках работы над проектом.

Создание целевого обучения с обязательной отработкой в течение нескольких лет позволит снизить прогнозируемую нехватку представителей определенной профессии.

При рекомендованном участии НАК на университетских «Ярмарках вакансий» у студентов появляется возможность найти будущее место работы и узнать о компании из уст работников, а также определиться с возможным местом для прохождения практики или стажировки.

Работа

Для управления знаниями в компании требуется создать информационную платформу, охватывающую все стадии жизненного цикла знаний от формирования до коммерциализации. Примером может служить информационная платформа ГК «Росатом», основной принцип которой изображен на рисунке 1. Данные могут загружаться, храниться и передаваться во внешние базы данных мировых сообществ ядерной индустрии. Все загружаемые работы проходят через систему Антиплагиат, что позволяет повысить уникальность создаваемой базы [3].

Данные на платформе рекомендуется загружать согласно определенной матрице в текстовом и видео формате для легкого дальнейшего поиска и использования.

4. Рекомендации для национальных образовательных организаций (на примере ТПУ), реализующих ядерные образовательные программы, по повышению качества контингента через использование инструментов формирования общественной приемлемости ядерных знаний

Несмотря на то, что основы ядерных технологий молодое поколение получает еще в звене среднего образования, чрезвычайно важным является проведение качественного отбора студентов на ядерные профессии, для поддержания квалифицированного человеческого ресурса в отрасли.

Осуществить это возможно через специально разработанное тестирование, которое позволит выявить способных школьников по степени выраженности психофизиологических компонентов, а также определить основные страхи и причины радиофобии для построения дальнейшей целенаправленной пиар кампании для данной аудитории.

Рекомендации представляют использование разработанного тестирования, которое состоит из двух частей:

1. Психофизиологический тест «Пятифакторная модель» на определение степени выраженности компонентов для составления портрета личности. Выявления контингента, подходящего для ядерной отрасли. Дополнительно для повышения валидности в тест добавлены утверждения таблица 1, определяющие степень правдивости, основанные на примере утверждений из диагностики личности Т. В. Матолиной [4].
2. Убеждения по поводу ядерных технологий и отрасли.

Таблица 1. Модифицированные утверждения для определения фактора правдивости

Вопрос на определение лжи в методике диагностики Т. В. Матолиной	Модифицированное утверждение
Ты всегда делаешь так, как тебе говорят?	Я всегда делаю так, как мне говорят - Иногда я делаю не так как мне говорят, по-своему.
Тебе можно доверить любую тайну?	Я всегда храню доверенные мне тайны - Иногда я могу поделиться чей-то тайной с близким мне человеком
Ты всегда ешь то, что тебе подают?	Я всегда ем то, что мне подают - Я всегда выбираю еду по своему предпочтению
Ты когда-нибудь нарушал правила поведения в школе?	Я всегда действую только по правилам - Иногда я могу нарушить правила
Ты когда-нибудь говорил неправду?	Я всегда говорю только правду - Иногда я могу приукрасить некоторые вещи в разговоре
Случалось ли тебе плохо говорить о ком-нибудь?	Я всегда говорю о людях только хорошее - Я всегда говорю о людях так, как думаю

Пятифакторную теорию личности разработал психолог Л. Голдберг в 30-х годах. Он дал теории название «Большая пятерка» и популяризовал ее среди американских бизнесменов.

Классификация личности, основанная на оценке пяти универсальных черт: экстраверсия, нейротизм, открытость, аккомодация, кропотливость, в современной психологической науке известна как «пятифакторная модель», «большая пятерка» [4].

5. Заключение

Согласно проведённому анализу информации Российская Федерация уделяет особое внимание УЯЗ лишь в рамках корпорации, одновременно с этим зарубежные страны заботятся о вовлечении молодого поколения в ядерную отрасль через специально разработанные программы.

Перенимая опыт зарубежных коллег и следуя рекомендациям в данной работе, страна, использующая ядерную энергию и технологии создаст благоприятные условия для более широкого использования ядерной отрасли через применение элементов формирования общественной приемлемости ядерных технологий.

Разработанное тестирование позволит простроить направленную пиар кампанию для повышения качества контингента среди поступающих и обучающихся на специальностях ядерной направленности.

Литература

1. Классификация технологий работы с корпоративными знаниями [Электронный ресурс] / Росатом. URL: <http://www.innov-rosatom.ru/suz-rosatoma/> (дата обращения: 15.08.2021).
2. EDF Inspire program [Электронный ресурс] / edfenergy. URL: <https://www.edfenergy.com/energy/nuclear-new-build-projects/hinkley-point-c/for-teachers-students-and-educators/inspire> (дата обращения: 21.07.2021).
3. А. Б. Хромов «Пятифакторный опросник личности»: Учебно-методическое пособие Курган: Изд-во Курганского гос. университета, 2000. - 23 с.

Разработка рекомендаций для Республики Казахстан для более широкого использования ядерной энергии на основе анализа СУЯЗ Российской Федерации и зарубежных стран

Хужажина К. А., магистрант 2 года ИЯТШ ТПУ

Научный руководитель: доцент отделения ЯТЦ ТПУ, Верхотурова В. В.

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

тел.: 8(996) 938-73-63, эл. почта: kamilakhuzhazhinova@gmail.com

1. Введение

Атомная энергетика в Казахстане – это логическое продолжение программы по развитию атомной промышленности и стремления страны к «Чистому нулю».

При решении НАК "Казатомпром" воссоздать промышленность замкнутого цикла компания должна подготовить решение ряда проблем, с которыми столкнется атомная отрасль Казахстана: настроенность общественности по отношению к атомным электростанциям; отсутствие системы подготовки профессиональных кадров отрасли.

Кризис доверия к специалистам атомной энергетике сейчас обусловлен секретностью, испытаниями на Семипалатинском ядерном полигоне и аварией на Чернобыльской АЭС. Помимо этого, по сей день активную деятельность ведут организации, пропагандирующие использование лишь "зеленых" источников электроэнергии, что не совсем осуществимо в настоящих реалиях. Есть и организации, которые дезориентируют общество в отношении безопасности и экологичности атомной энергетике.

2. Состояние СУЯЗ в стране в настоящее время

За последние 3 года на территории РК было проведено 35 мероприятий с тематикой атомной промышленности, из которых лишь 6 были направлены на работу с молодым поколением, в остальных же принимали участие действующие специалисты отрасли. Очевидным является увеличение первых для просвещения юных граждан [1].

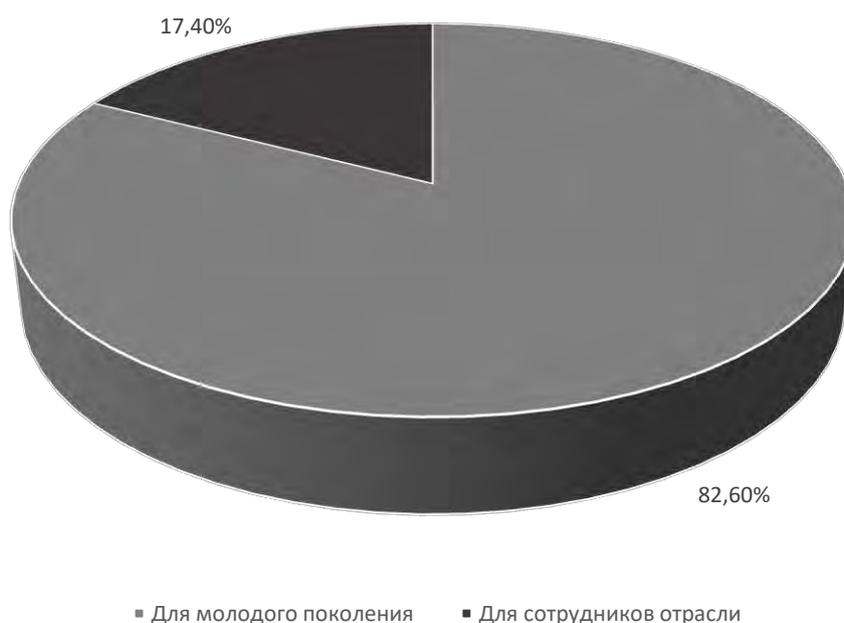


Рис. 1. Мероприятия, проводимые НЯЦ РК за последние три года

3. Рекомендации по УЯЗ для Республики Казахстан

Показателем будет являться динамика успеваемости ученика и средний балл по предметам STEM. Фактически PR-компания в пользу проекта по строительству АЭС в РК для "Казатомпром" является частью управления ядерными знаниями (УЯЗ) в стране. В связи с этим представлен ряд общих рекомендаций для работы с разными возрастными группами.

Детский сад и начальная школа

Создание тематических раскрасок, мультфильмов и игрушек. Так, у ребенка формируется позитивный мислеобраз на начальном этапе становления личности. Ценным для детей такого возраста является создание нового своими руками. Так, Hinkley Point C (HPC) в рамках программы Inspire (pre 16) выезжают в начальные школы и детские сады с материалами, из которых подручными средствами можно смастерить минималистичный макет работающей АЭС и ее элементов [2].

Средняя и старшая школа

Формирование дополнительных занятий по предметам STEM (science, technology, engineering and math). Преподавание может осуществляться как очно, так и в онлайн формате. Для мотивации преподавателей следует разработать конкурс, по результатам которого победителям будут подарены денежные или другого рода призы.

Основным оценочным отзывами учеников, посещавших курсы, и результаты специально разработанной контрольной работы по проверке знаний. Для автоматизации процесса рекомендуется проведение проверочных работ через программу «Экзамус», которая предоставляет возможность удаленно выполнить работу при автоматическом контроле отсутствия использования сторонних источников информации. Интерес школьников может поддерживаться уровнем и качеством преподавания, либо дополнительными призами по результатам посещения и контрольных работ. Преподавателями данных курсов могут быть действующие преподаватели, будущие специалисты из университетов, а для среднего звена это и вовсе могут быть ученики старших классов. Проведение данных курсов подразумевает наличие аудиторий, в связи с этим требуется достичь определенных договоренностей со школами для предоставления помещений.

Для учеников выпускных классов следует разработать схематичные путеводители о путях поступления в ВУЗ с ядерными специальностями, который должен содержать в себе определенные шаги по поступлению, дальнейшие перспективы трудоустройства на территории РК, а также базу данных (БД) профессий с точными описаниями.

Возродить интерес учеников данного звена к профессии можно через лекции в школах и через выездные экскурсии на действующие и строящиеся предприятия. Благодаря этому молодое поколение сможет наяву ознакомиться со спецификой объектов и особенностью будущей профессии. Важно показать молодому поколению, что ядерной отрасли требуются представители разных специальностей: менеджеры, программисты и многие другие смежные профессии смогут работать даже с начальной стадии проектирования объекта. Так, успешно реализуется программа «Inspire» HPC, где ученикам предоставляется возможность посетить объекты и даже немного поучаствовать в стройке. Слоганом данного проекта является фраза: "Найди себя на HPC".

Университет

Для студентов рекомендуется организовывать научные конференции для выявления талантливой молодежи; стипендии именных или фондов национальной атомной компании, что придаст огласке "Казатомпром" и будет повышать личный бренд компании.

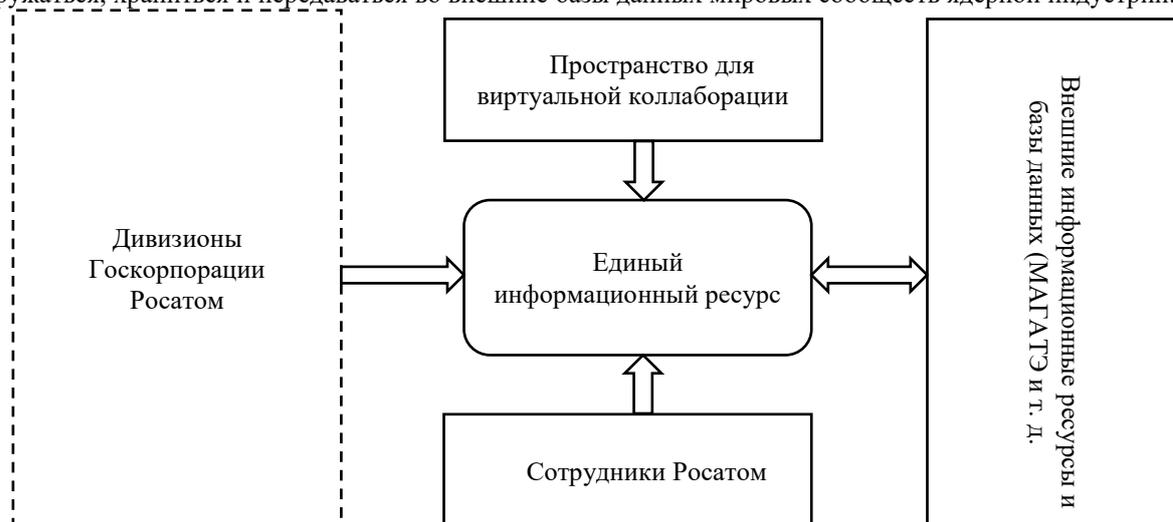
Рекомендуется создание программы наставничества при написании научно-исследовательских работ, в рамках которой действующие предприятия выставляют ряд актуальных, требующих решения, вопросов, предоставляют человека с объекта, который компетентен в данной сфере. Тем самым будет достигнуто несколько целей одновременно: студент с начальных курсов начнет заниматься написанием и исследованием прикладной работы, научный руководитель с университета будет курировать проект в рамках учебного заведения, куратор с производства будет также координировать студента, предоставляя актуальную информацию и данные из отрасли. Так в результате данной работы, по окончании бакалавриата у студента будет написана актуальная выпускная квалификационная работа, месячный опыт практики на предприятии и будет получено представление о качествах данного студента в рамках работы над проектом.

Создание целевого обучения с обязательной отработкой в течение нескольких лет позволит снизить прогнозируемую нехватку представителей определенной профессии.

При рекомендованном участии «Казатомпром» на университетских «Ярмарках вакансий» у студентов появится возможность найти будущее место работы и узнать о компании из уст работников, а также определиться с возможным местом для прохождения практики или стажировки.

Работа

Лучшей практикой по УЯЗ в рамках компании в мире обладает «Росатом», в рамках созданной информационной платформы охватываются все стадии жизненного цикла знаний от формирования до коммерциализации. Подробный принцип платформы изображен на рисунке 2. Данные могут загружаться, храниться и передаваться во внешние базы данных мировых сообществ ядерной индустрии.



Все загружаемые работы проходят через систему Антиплагиат, что позволяет повысить уникальность создаваемой базы [3].

Рис. 2. Принцип работы информационной платформы «Росатом»

Существующая у "Казатомпром" БД также требует совершенствования. Стоит отметить, что данные заполняются своевременно по факту выполнения работы в соответствующую папку, в то время как у "Росатом" информация на платформе загружается согласно определенной матрице для легкого дальнейшего поиска. Обучающие материалы на платформе рекомендуется предоставлять как в текстовом, так и в видео формате.

4. Заключение

Согласно проведённому анализу информации Российская Федерация уделяет особое внимание УЯЗ лишь в рамках корпорации, одновременно с этим зарубежные страны заботятся о вовлечении молодого поколения в ядерную отрасль через специально разработанные программы. Перенимая опыт зарубежных коллег и следуя рекомендациям в данной работе, «Казатомпром» создаст благоприятные условия для более широкого использования ядерной энергетики через разработку и применение уникальной системы УЯЗ.

Литература

1. Архив новостей [Электронный ресурс] / Ядерное общество Казахстана. URL: <http://www.nuclear.kz/news/?lang=ru> (дата обращения: 13.07.2021).
2. EDF Inspire program [Электронный ресурс] / edfenergy. URL: <https://www.edfenergy.com/energy/nuclear-new-build-projects/hinkley-point-c/for-teachers-students-and-educators/inspire> (дата обращения: 21.07.2021).
3. Классификация технологий работы с корпоративными знаниями [Электронный ресурс] / Росатом. URL: <http://www.innov-rosatom.ru/suz-rosatoma/> (дата обращения: 15.08.2021).

Построение методики оценки неопределенности в связанных расчетах выгорания с учетом неопределенности технологических параметров методом GRS

Чертовских О.И., аспирант 1 года НИЯУ МИФИ

Научный руководитель: н.с. ИБРАЭ РАН Белов А.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: +7 (495) 955-23-11, эл. почта: chertovskih@ibrae.ac.ru

1. Введение

В случае замкнутого ядерного топливного цикла возникают две задачи, для которых знание состава топлива очень важно. Первая задача – планирование и ведение кампаний реактора с постулированным малым запасом реактивности. Вторая задача – переработка облученного топлива и фабрикация нового. Сложность проведения экспериментов по определению состава облученного топлива с малой выдержкой по времени, выдвигает на первый план расчетный анализ выгорания топлива. Оценка неопределенности в свою очередь позволяет выполнить решение задачи о повышении точности расчетных предсказаний физических характеристик проектируемых реакторных установок, что является необходимостью для обоснования безопасности ЯЭУ.

2. Источники неопределенностей. Метод GRS

Основные источники неопределенностей расчета по программам ЭВМ [1]:

1. Неопределенность в математических моделях физических процессов;
2. Вычислительные неопределенности (неопределенность сеточного разбиения);
3. Неопределенность от входных данных;
4. Неопределенности, связанные с деятельностью пользователя: ошибки во входном наборе, выбор подходов к моделированию и т.д.

Существуют две техники оценки неопределенностей, источником которых являются входные параметры: оценка путем направленных возмущений и оценка путем случайных возмущений. Также они называются детерминистическим анализом неопределенностей и вероятностным соответственно [2]. Теория возмущений (GPT – Generalized Perturbation Theory) является примером детерминистического анализа неопределенности, классическим методом анализа чувствительности и оценки неопределенности. Розыгрыш исходных данных (GRS – Generation Random Sampled) является методом стохастическим для оценки неопределенности.

Преимущество метода GRS состоит в том, что количество розыгрышей не зависит от количества разыгрываемых параметров. Розыгрыш параметров происходит одновременно.

Выбор минимального количества расчетов/розыгрышей зависит от вероятности достоверности величины неопределенности и от доверительной вероятности.

Если разыгрываются зависимые параметры, например состав топлива, то розыгрыш производится на основе ковариационной матрицы параметров, которые в какой-либо степени зависят друг от друга (ковариационная матрица, собственно, и показывает эту степень). Следовательно, задача усложняется многомерным нормальным распределением. Размерность ковариационной матрицы и размерность распределения определяются количеством зависимых параметров.

Еще одно преимущество метода состоит в том, что чувствительность расчетного параметра к технологическим параметрам необходима для построения матрицы ковариации, соответственно чувствительность находится до розыгрыша переменных. Тем самым помимо оценки неопределенности производится и анализ чувствительности, который также может быть использован для необходимых целей.

3. Постановка задачи. Описание методики

Объектом модельного расчета была выбрана ТВС РУ БН-600 со СЗУП топливом. Расчет ТВС выполнялся в приближении бесконечной решетки с помощью организованного связанного расчета с использованием разрабатываемых в ИБРАЭ РАН расчетного кода для моделирования нуклидной кинетики, расчета активности и остаточного тепловыделения BPSD и нейтронно-физического расчетного кода на базе приближение дискретных ординат на структурированных сетках CORNER.

Модель ТВС состоит из топливного столба, никелевой прослойки, верхнего и нижнего торцевого экрана. Высота топливного столба – 102,96 см, верхнего торцевого экрана – 60,00 см, нижнего – 349,20 мм, длины никелевой прослойки – 10,00 см. В рамках расчета топливный столб разбивается на 11 аксиальных слоев.

Выполнялся расчет кампании равной 450 эффективным суткам, состоящей из трех микрокампаний по 150 эффективным суткам и трех ППР по 20 суток. Мощность на протяжении всей кампании оставалась постоянной и равной 4,316 Вт.

Для оценки неопределенности ядерных концентраций и расчетных функционалов модельной задачи был выбран вышеописанный метод GRS, источником неопределенности служат неопределенности технологических параметров.

Были учтены неопределенности следующих технологических параметров:

- M – масса СЗУП топлива в ТВС, кг;
- ϵ – массовая доля PuN в топливе;
- ω – доля Pu-239 в Pu.

Неопределенность каждого из вышеперечисленных параметров была принята равной 1%.

Этапы оценки неопределенности методом GRS:

1. Подготовка исходных данных и ковариационных матриц (технологические параметры и сечения, также их ковариационные матрицы);
2. Выбор N количества расчетов;
3. Розыгрыш возмущенных параметров по многомерному нормальному распределению в зависимости от их ковариационных матриц;
4. Выполнение N расчетов;
5. Статистическая обработка результатов расчета: определение средних величин и несмещенной оценки дисперсии.

Розыгрыш параметров выполняется по многомерному нормальному распределению:

$$f(\vec{x}) = \frac{1}{\sqrt{(2\pi)^n \cdot |\Sigma_x|}} \cdot e^{-\frac{1}{2}(\vec{x}-\vec{\mu})^T \Sigma_x^{-1}(\vec{x}-\vec{\mu})},$$

где \vec{x} – разыгрываемый вектор случайных величин;

$\vec{\mu}$ – вектор математических ожиданий величин x ;

Σ_x – ковариационная матрица величин x .

Ковариационная матрица – матрица, состоящая из попарных ковариаций взаимосвязанных друг с другом величин. Таким образом, физический смысл ковариационной матрицы – оценка взаимного влияния M величин, где M – размерность матрицы. Ковариационная матрица находится по формуле:

$$\Sigma = S^T * W * S,$$

где S – матрица чувствительности,

W – эффективная матрица ковариации.

Минимальное количество розыгрышей определяется по формуле Уилкса [3]:

$$\beta \leq 1 - n\alpha^{n-1} + (n-1)\alpha^n,$$

где α и β – вероятность достоверности величины неопределенности и доверительная вероятность соответственно.

В данном случае выполняется розыгрыш исходных ядерных концентраций нуклидов, следовательно матрица ковариации Σ строится для ядерных концентраций и показывает взаимное влияние концентраций в топливе. Эффективная ковариационная матрица W , необходимая для получения итоговой ковариационной матрицы ядерных концентраций, состоит из дисперсий и ковариаций технологических параметров (M, ε, ω). Элементы матрицы чувствительности S – это коэффициенты чувствительности ядерных концентраций к технологическим параметрам.

4. Результаты

Было проведено 100 розыгрышей, соответственно выполнено и обработано 100 многовариантных расчетов. Численные значения ядерных концентраций, средние значения по многовариантным расчетам и значения неопределенности нуклидов, содержащихся в исходном составе, представлены в таблице 1.

Таблица 1. Неопределенность ядерных концентраций нуклидов первого топливного слоя

Нуклид	Ядерная концентрация, $1/\text{см}^3 \cdot 10^{-24}$	Среднее значение ядерной концентрации 100 расчетов, $1/\text{см}^3 \cdot 10^{-24}$	Неопределенность, %
Pu-238	3,347E-07	3,346E-07	2,41
Pu-240	1,634E-04	1,634E-04	0,74
U-238	1,005E-02	1,005E-02	0,95
Pu-239	1,284E-03	1,283E-03	1,23
U-235	2,832E-05	2,831E-05	1,33
Pu-241	1,162E-05	1,163E-05	1,63
Pu-242	7,093E-07	7,099E-07	2,35

В таблице 2 представлены значения выгорания, средние значения по многовариантным расчетам и значения неопределенности выгорания по аксиальным слоям топливного столба.

Таблица 2. Неопределенность выгорания по аксиальным слоям топливного столба

№ слоя	Выгорание, % т.а.	Среднее значение выгорания 100 расчетов, % т.а.	Неопределенность, %
11	3,79	3,79	3,88
10	4,30	4,30	3,86
9	5,01	5,01	4,20
8	5,53	5,53	4,45
7	5,84	5,84	4,60
6	5,93	5,93	4,64
5	5,80	5,80	4,56
4	5,44	5,44	4,36
3	4,87	4,87	4,08
2	4,12	4,12	3,70
1	3,54	3,54	3,66

На рисунках 1 и 3 изображены ядерные концентрации нуклидов U-235 и Am-242m полученные в результате многовариантных расчетов. Прямая на графиках – значение референтного расчета (расчета с невозмущенными концентрациями). Приведены графики U-235, как нуклида, ядерные концентрации которого были возмущены и Am-242m, который накопился в процессе распада и чьи ядерные концентрации не были возмущены. На рисунках 2, 4 и 5 приведены графики выборочных средних концентраций некоторых нуклидов и выгорания по количеству расчетов.

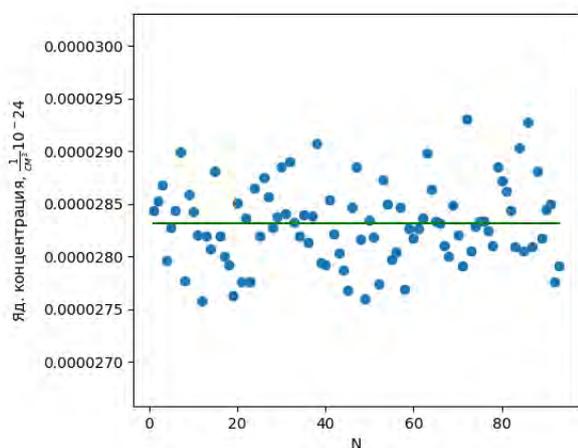


Рис. 1. Ядерные концентрации U-235, полученные в 100 расчетах в первом аксиальном слое топлива

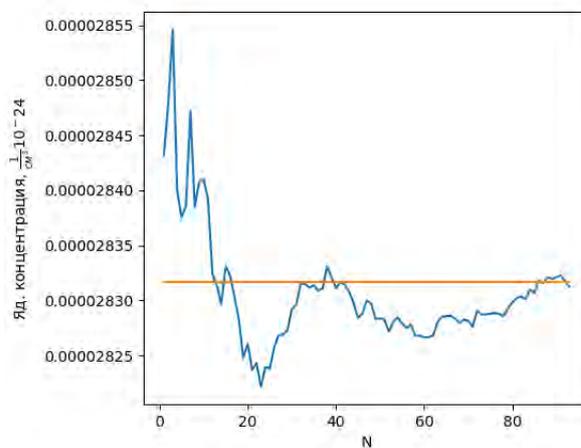


Рис. 2. Кривая выборочного среднего по числу расчетов полученной ядерной концентрации U-235 в первом аксиальном слое топлива

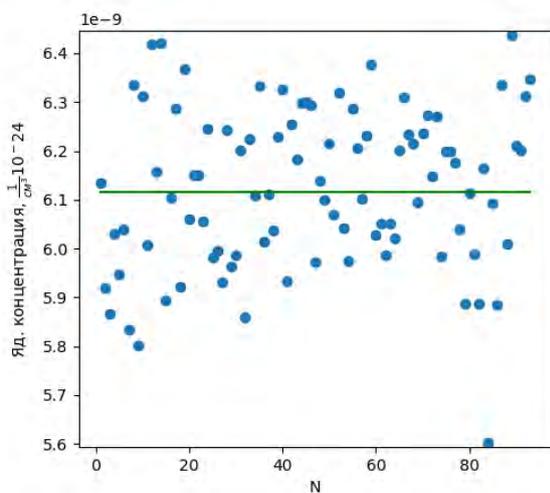


Рис. 3. Ядерные концентрации Am-242m, полученные в 100 расчетах в первом аксиальном слое топлива

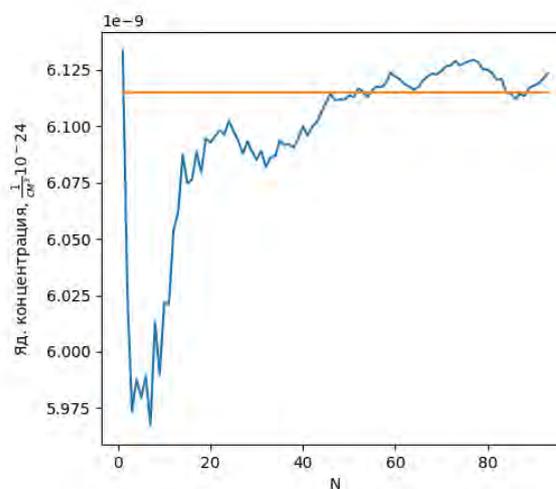


Рис. 4. Кривая выборочного среднего по числу расчетов полученной ядерной концентрации Am-242m в первом аксиальном слое топлива

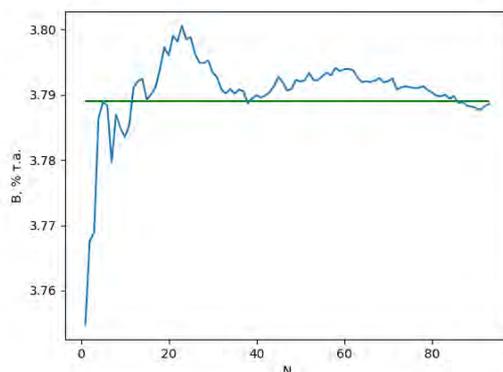


Рис.5. Кривая выборочного среднего по числу расчетов полученного выгорания в первом аксиальном слое топлива

5. Заключение

Из теории вероятностей известно, что при увеличении объема выборки выборочная средняя стремится к математическому ожиданию случайной величины, а дисперсия к нулю. Несмотря на то, что выборочное среднее значение параметра при статистической обработке 100 многовариантных расчетов примерно равно значению, полученному в референтном расчете, поведение кривой выборочной средней по числу расчетов неоднозначно сходится к референтному расчету. Значение, полученное в референтном расчете, в нашем случае, является математическим ожиданием. Таким образом можно сказать, что такое количество расчетов не дает верный результат и требует увеличения размера выборки.

Работа выполнена при финансовой поддержке Госкорпорации «Росатом» (в рамках Государственного контракта № Н.4о.241.19.21.1068 от 14.04.2021 г.)

Литература

1. IAEA, 2008, “Best Estimate Safety Analysis for Nuclear Power Plants: Uncertainty Evaluation. Safety Reports” Series No. 52. International Atomic Energy Agency, Vienna.
2. Best estimate safety analysis for nuclear power plants: uncertainty evaluation / International Atomic Energy Agency, 2008. p. 199 // Safety reports series, ISSN 1020–6450; no. 52
3. Wilks S.S. Determination of Sample Sizes for Setting Tolerance Limits // The Annals of Mathematical Statistics. – 1941. – V. 12. – P. 91–96.

Исследование влияния неопределенностей параметризации стохастических моделей трещиноватости

Шишкина Д.Д., студент 4 года НИУ МФТИ

Научный руководитель: к.ф.-м.н. МФТИ Свительман В.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: +7 (910) 420-23-86, эл. почта: shishkina.dd@phystech.edu

1. Введение

На сегодняшний день общепринятым решением проблемы окончательной изоляции РАО является глубинное захоронение отходов в специально предназначенных пунктах (ПЗРО), и один из существенных аспектов, который необходимо учитывать в оценках безопасности – это особенности вмещающей геологической среды. Кристаллические породы являются подходящей средой для расположения пунктов захоронения, так как обладают высокой прочностью и низкой проницаемостью, что позволяет замедлить перенос радионуклидов в биосферу.

Основным недостатком кристаллических пород является наличие в них системы трещин, через которые может осуществляться фильтрация грунтовых вод и миграция радионуклидов. Для обоснования долговременной безопасности необходимо оценить влияние трещиноватости на распространение радионуклидов, однако точное расположение сети трещин вмещающей породы узнать невозможно в виду естественной вариабельности геологической среды.

Для анализа влияния таких неопределенностей используется подход Discrete fracture network (DFN), в котором стохастически генерируется область с системой трещин, и затем моделируются процессы фильтрации грунтовых вод и переноса радионуклидов. В данной работе вычисления проводятся с помощью программного комплекса dfnWorks [1].

2. Построение модели

Вычислительная область представляет собой куб с длиной ребра 200 м. Трещины генерируются на основании двух семейств с заданными геологическими характеристиками положения: падением и простиранием. Интенсивность трещин задается пользователем и представляет собой площадь поверхности трещин каждого семейства к общему объему области. Ориентация трещин выбирается согласно трехмерному распределению фон Мизеса-Фишера [2], в котором задается параметр концентрации, отвечающий за степень кластеризации вокруг средней ориентации. Радиусы трещин выбираются из усеченного степенного закона с нижней и верхней границей и показателем степени, определяемым функцией плотности вероятности (1):

$$\frac{\alpha}{r_0} \frac{(r/r_0)^{-1-\alpha}}{1-(r_u/r_0)^{-\alpha}} \quad (1)$$

Таблица 1. Параметры, используемые при генерации сети трещин.

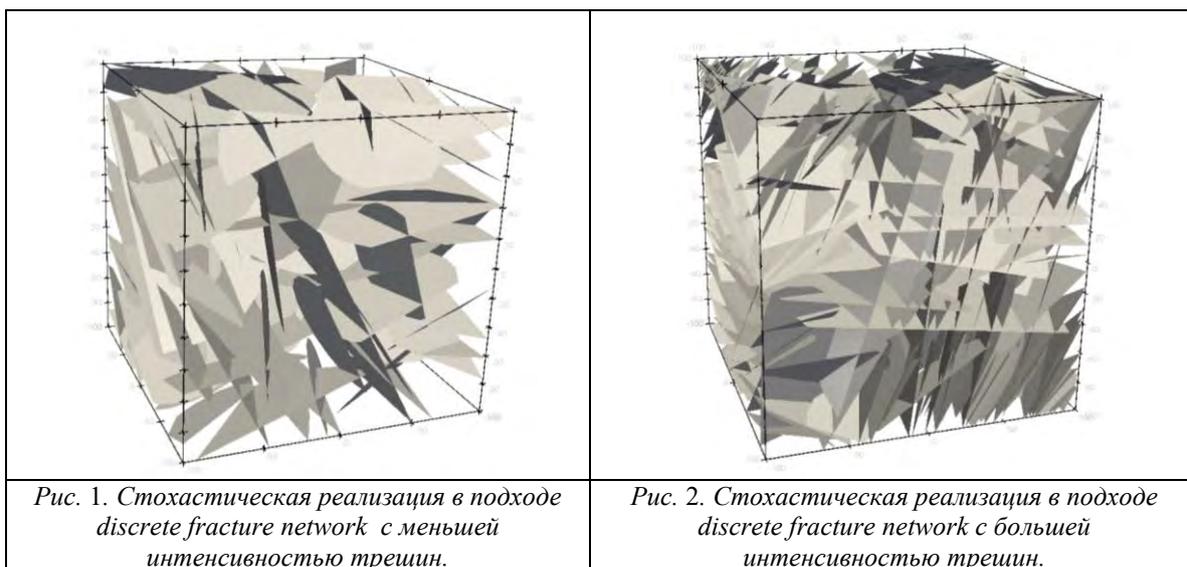
Параметр	Первое семейство трещин	Второе семейство трещин
Падение	89°	76°
Простирание	167.8°	56.0°
Параметр концентрации распределения фон Мизеса-Фишера	12	12
Показатель степени усеченного степенного закона α	2.4	2.4
Нижняя граница усеченного степенного закона r_0	40 м	40 м
Верхняя граница усеченного степенного закона r_u	100 м	100 м

3. Результаты

В работе сгенерированы множественные реализации структурной модели среды с одними и теми же значениями параметров из Таблица 1. Каждая реализация имеет уникальную сеть трещин: пример с интенсивностью трещин 0.073 м^{-1} на Рис. 1, пример с интенсивностью трещин 0.150 м^{-1} – на Рис. 2.

Для полученных реализаций проанализированы их различные структурные характеристики: суммарные площадь поверхности и объем трещин, пористость. Связность сети трещин проанализирована при помощи метода отслеживания случайного блуждания частиц (particle tracking approach).

Для множественных реализаций проварьированы значения параметров из Таблица 1 в диапазоне $\pm 20\%$ от референтных значений, и также проведен анализ структурных характеристик.



4. Заключение

В результате работы построены реализации стохастических моделей среды с системой трещин, задаваемой различными параметрами и проанализированы их структурные характеристики.

В дальнейшем для генерации и анализа геологических моделей среды планируется использовать реальные данные, измеренные на площадке строительства подземной исследовательской лаборатории в Нижнеканском массиве. Использование DFN-реализаций с реальными значениями параметров позволит в дальнейшем учитывать связанные с трещиноватостью неопределенности в оценках долговременной безопасности ПГЗРО при создании фильтрационно-миграционных моделей.

Литература

1. J.D. Hyman, S. Karra, N. Makedonska, C.W. Gable, S.L. Painter, H.S. Viswanathan, “dfnWorks: A discrete fracture network framework for modeling subsurface flow and transport”. Computers & Geosciences, 2015 84, 10 – 9.
2. A.T.A. Wood, “Simulation of the von Mises Fisher distribution”. Communications in Statistics-Simulation and Computation 23.1 (1994):157 – 64.

Результаты кросс-верификации нейтронно-физических кодов CORNER и MCU-FR на базе модели активной зоны быстрого реактора со свинцовым теплоносителем

Шурыгин Р.Е., Березнев В.П., Колташев Д.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел: +79991365122, эл. почта: shurygin@ibrae.ac.ru

1. Введение

В связи с разработкой проектов новых реакторных установок (РУ) с жидкометаллическим теплоносителем возникает необходимость проведения расчетного обоснования их безопасности с применением современных расчетных средств.

Для решения таких задач в ИБРАЭ РАН разработан нейтронно-физический код CORNER [1], основанный на методе дискретных ординат (S_N приближение). Преимуществом данного метода, по сравнению с диффузионным приближением, является учет анизотропии рассеяния и угловой зависимости плотности потока нейтронов.

Код CORNER аттестован Ростехнадзором в 2020 году [2] применительно к РУ с натриевым и свинцовым теплоносителем. С целью расширения аттестационного паспорта в рамках данной работы проведена кросс-верификация кода CORNER с аттестованным прецизионным кодом MCU-FR [3] на базе модели активной зоны быстрого реактора (БР) со свинцовым теплоносителем. Полученные результаты используются при аттестации новой версии кода CORNER и позволят расширить область применения кода для его использования в рамках обоснования безопасности проектов РУ БР.

2. Описание нейтронно-физических кодов CORNER и MCU-FR

Нейтронно-физический расчетный код на базе приближения дискретных ординат (S_N) на структурированных сетках CORNER разработан ИБРАЭ РАН в рамках проекта «Коды нового поколения» проектного направления «Прорыв». Код предназначен для расчётов основных нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов и их моделей на критических сборках БФС. Код CORNER решает стационарные (прямые и сопряжённые) и нестационарные задачи.

Для учета угловой зависимости используется метод дискретных ординат (S_N приближение). Анизотропное рассеяние представляется разложением в ряд по полиномам Лежандра. Для пространственной аппроксимации с использованием метода конечных объемов получена алмазная схема с коррекцией отрицательных значений плотности потока. Энергетическая зависимость представлена многогрупповым приближением с использованием системы подготовки констант CONSYST-RF [4] с библиотекой ядерных данных БНАБ-РФ.

Код MCU-FR предназначен для моделирования процессов переноса нейтронов, фотонов и электронов аналоговыми и весовыми методами Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных в системах с трёхмерной геометрии. Библиотека ядерных данных MDBFR60, используемая кодом MCU-FR, основана на данных РОСФОНД.

В отличие от кода CORNER в коде MCU-FR используется поточечное представление сечений взаимодействия излучения со средой. Кроме того, код MCU-FR позволяет детально (без упрощений) описать геометрию моделируемого объекта.

3. Расчётные модели

Подготовлена расчётная модель активной зоны РУ со свинцовым теплоносителем, которая содержит 379 ячеек различного типа: ТВС центральной и периферийной частей активной зоны, ТВС с рабочими органами (РО) системы управления и защиты (СУЗ), ТВС с постоянными компенсаторами реактивности (ПКР), а также блоков отражателя, в том числе блоков отражателя с устройством пассивной обратной связи (УПОС).

В состав СУЗ РУ входят 6 РО АЗ (аварийная защита) – первая система останки, 4 РО АР (автоматическое регулирование), 12 РО КР (компенсация реактивности) – вторая система останки (ВСО) и 9 ТВС с ПКР. Поглотитель в ТВС с РО СУЗ располагается в центральной часть сборки, а в периферийной части располагаются твэлы с топливом.

Картограмма данной модели приведена на рисунке 1.

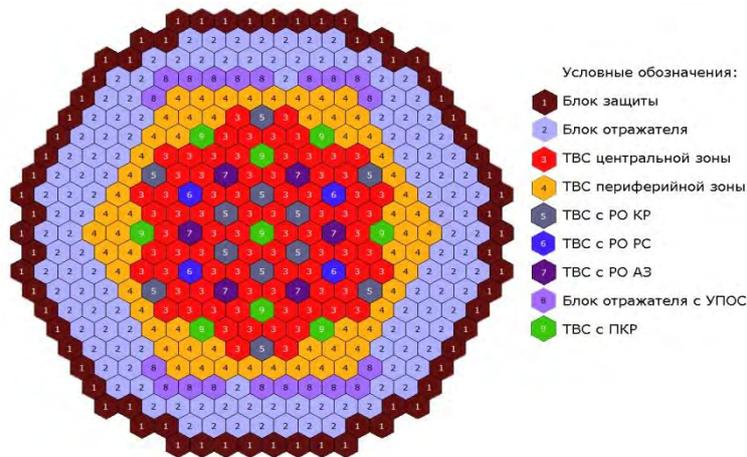


Рис. 1. Картограмма модели РУ со свинцовым теплоносителем

Так как в расчетном коде CORNER используются гомогенизированные материальные составы (1 материальный состав на расчетную ячейку), то для учета пространственной гетерогенности в ячейках с РО СУЗ и уменьшения погрешности пространственной аппроксимации во всех ячейках используется расчетная модель с вложенной (в радиальном направлении) сеткой, которая состоит из 12 ячеек. Пример разбиения для ТВС с РО СУЗ (АЗ, АР, КР, ПКР) приведен на рисунке 2. При данном разбиении поглотитель занимает только центральные вложенные ячейки, а топливо расположено только в периферийных ячейках.

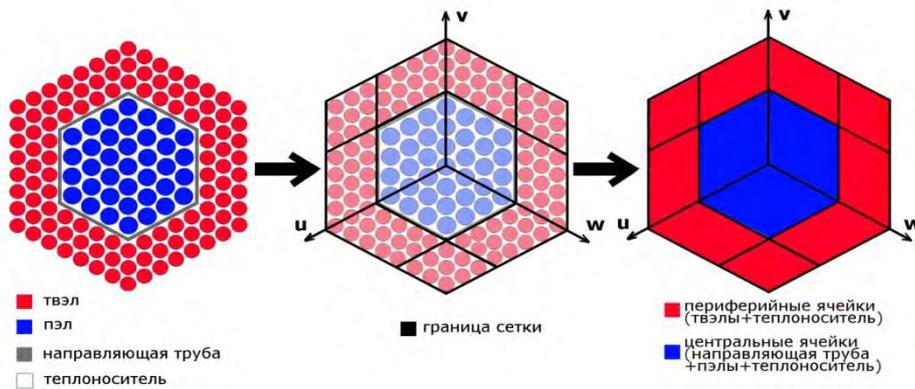


Рис. 2. Процесс построения вложенной сетки для ТВС с РО СУЗ

Для представленной выше модели активной зоны РУ со свинцовым теплоносителем подготовлен входной файл кода CORNER. Конвертация расчетной модели во входной файл кода MCU-FR выполнена автоматизированным средством с сохранением материальных составов и компоновки активной зоны. Такой подход позволяет исключить неопределённости, вызванные различием моделей при их ручном задании.

4. Результаты расчётов

С помощью подготовленной модели проведены расчёты эффективности различных групп стержней СУЗ, пустотного и Доплер-эффектов реактивности. Также проведено сравнение энерговыделения, полученного по двум программам.

Расчёты эффективности различных групп стержней СУЗ для РУ со свинцовым теплоносителем по программе CORNER согласуются с расчётами по коду MCU-FR в пределах погрешностей, указанных в аттестационном паспорте кода CORNER. Наибольшее отклонение наблюдается при расчёте варианта с введёнными 6 РО АЗ. Отклонение в данном варианте составляет 3,54%. Результаты расчётов приведены на рисунке 3.

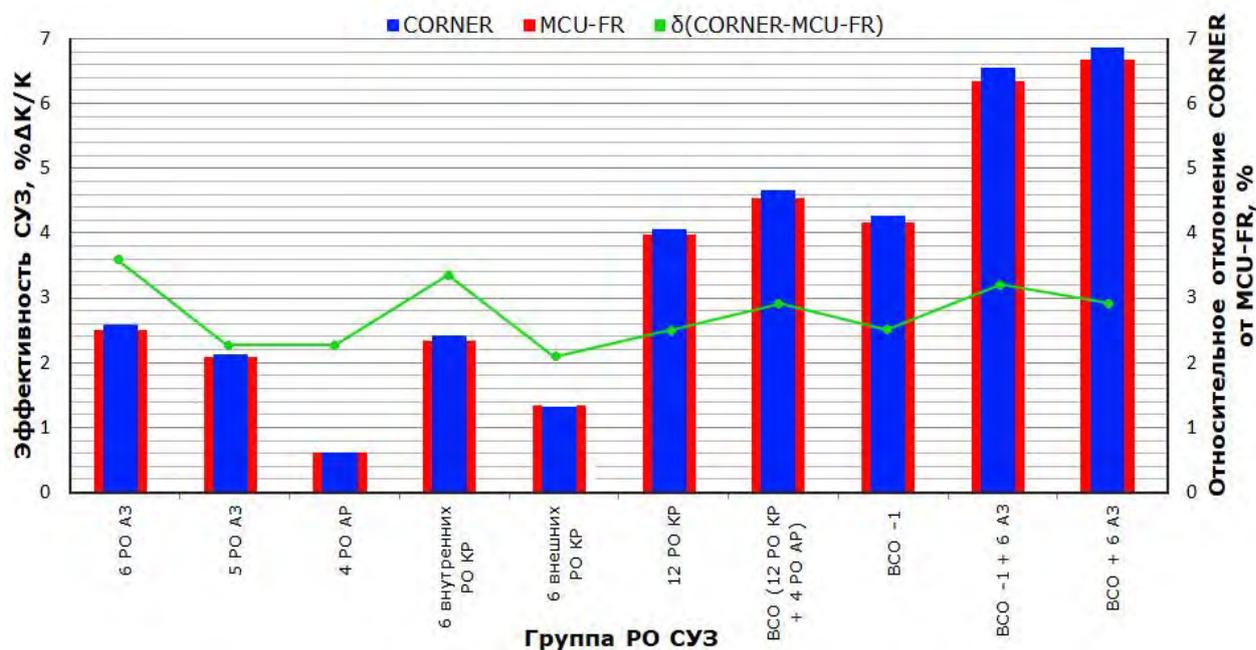


Рис. 3. Эффективность различных групп стержней СУЗ модели а.з. БР со свинцовым теплоносителем

Отклонение значения постоянной Дюпелера, полученной по коду CORNER, от значения, полученного по коду MCU-FR, составляет не более 3,7%. Результаты расчётов постоянной Дюпелера приведены в таблице 1.

Таблица 1. Значение постоянной Дюпелера (K_D) по кодам MCU-FR и CORNER

Т, К	$K_{эф}$		K_D MCU-FR	K_D CORNER	Относительное отклонение, %
	MCU-FR	CORNER			
663	1,00708	1,00391	–	–	–
900	1,00398	1,00156	-7,56E-03	-7,65E-03	1,2
1200	1,00195	0,99946	-7,27E-03	-7,48E-03	2,9
1500	1,00036	0,99791	-7,25E-03	-7,34E-03	1,2
1800	0,99937	0,99670	-6,95E-03	-7,21E-03	3,7
2100	0,99824	0,99570	-7,02E-03	-7,12E-03	1,4

При расчёте пустотного эффекта реактивности для отдельных подзон модели а.з. РУ со свинцовым теплоносителем отклонение в результатах CORNER и MCU-FR не превышает 0,14%ΔK/K. Отклонение при одновременном осушении всех зон составляет 0,32%ΔK/K (в относительном выражении – 4,8%). Результаты расчётов приведены в таблице 2.

Проведено сравнение энерговыделения по программам CORNER и MCU-FR. Отклонение энерговыделения для топливных ТВС составляет не более 1,1%, а для ТВС с РО СУЗ не более 3,1%. Результаты сравнения энерговыделения по активной зоне для состояния при работе на номинальном уровне мощности приведены на рисунке 4.

Таблица 2. Пустотный эффект реактивности

Опустошаемые зоны	Кэф		Эффект реактивности, %ΔК/К		
	MCU-FR	CORNER	CORNER	MCU-FR	Абсолютное отклонение CORNER от MCU-FR
78 ТВС ЦЗ	1,00464	1,00306	0,361	0,303	0,06
АЗ в целом	0,99888	0,99813	-0,133	-0,271	0,14
3 ряда бокового отражателя	0,97785	0,97616	-2,331	-2,371	0,04
Одновременно во всех зонах	0,93044	0,93169	-6,781	-7,105	0,32
Критика	1,00160	0,99946			

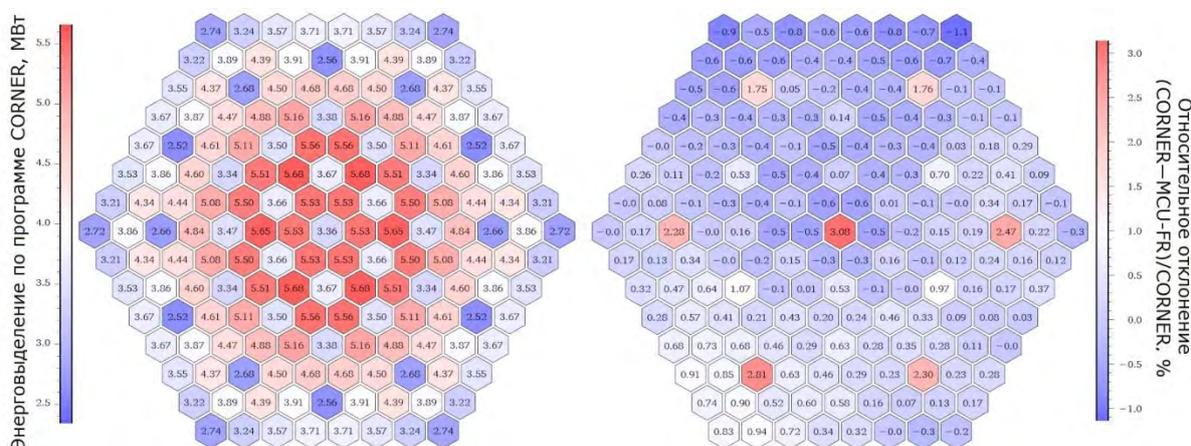


Рис. 4. Энерговыведение ТВС при работе на номинальном уровне мощности

5. Заключение

Проведены расчёты нейтронно-физических характеристик модели активной зоны РУ со свинцовым теплоносителем по кодам CORNER и MCU-FR. Отклонения в расчётах укладываются в погрешность, указанную в аттестационном паспорте кода CORNER. Полученные результаты используются при аттестации новой версии кода CORNER и позволяют снять ряд ограничений аттестационного паспорта.

Работа выполнена в рамках пункта 3.5 Государственного контракта № Н.4о.241.19.21.1068 от 14.04.2021.

Литература

1. Березнев В. П., Селезнев Е. Ф., Асатрян Д. С. Нейтронно-физический расчётный код CORNER // Известия вузов. Ядерная энергетика. №1 2015 г., с.136-143.
2. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «CORNER», №499 от 14 декабря 2020 года.
3. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «Программа, предназначенная для моделирования процессов переноса нейтронов, фотонов и электронов аналоговыми и весовыми методами Монте-Карло на основе оцененных ядерных данных в системах с трехмерной геометрией. Версия 1.0» (MCU-FR с банком данных MDBFR60). Рег. № 501 от 14 декабря 2020 года.
4. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения. / Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Препринт ФЭИ-2828. Обнинск, 2000

ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИЙСКОЙ АКАДЕМИИ НАУК

СБОРНИК ТРУДОВ XXI НАУЧНОЙ ШКОЛЫ
МОЛОДЫХ УЧЕНЫХ ИБРАЭ РАН

21-22 апреля 2022 г.

под общ. ред. чл.-кор. РАН Л. А. Большова

Оригинал-макет подготовлен ИБРАЭ РАН
Иллюстрации приведены в авторской редакции

Подписано в печать 12 апреля 2022 г.

Формат 60×90¹/₈. Бумага офсетная 80 г/м²

Гарнитура «Times New Roman», «Arial»

Уч.-изд. л. 8,33. Усл.-печ. л. 15,5.

Заказное