



Институт проблем безопасного развития атомной энергетики  
Российской академии наук

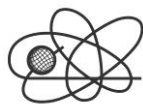


# СБОРНИК ТЕЗИСОВ

# XXV

# НАУЧНОЙ ШКОЛЫ МОЛОДЫХ УЧЕНЫХ





ИБРАЭ

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

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

28 – 29 апреля 2026 г.

Москва, 2026

УДК 621.039

ББК 314

С23

**Сборник тезисов XXV научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН, проходившей 28—29 апреля 2026 г.** / под общ. ред. акад. РАН Л. А. Большова ; Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук. — М. : ИБРАЭ РАН, 2026. — 63 с. : ил. (в пер.).

Настоящий сборник содержит тезисы работ, представленные на XXV научной школе молодых ученых ИБРАЭ РАН, проходившей 28-29 апреля 2026 года. Авторами являются студенты, аспиранты и молодые специалисты, обучающиеся и работающие в ИБРАЭ РАН, а также участники из других организаций, работающие по смежным направлениям. Тематика представленных докладов перекрывает большую часть научных направлений, развиваемых в Институте. Они посвящены проблеме тяжелых аварий на АЭС, экологическим проблемам атомной энергетики, методам математического моделирования, вероятностному анализу безопасности, информационным технологиям и экономике энергетики.

ISBN 978-5-907375-31-4

**Abstracts of the XXV Scientific School of IBRAE RAN Young Scientists, held April 28—28, 2026.** / Ed. by L. A. Bolshov ; Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (IBRAE RAN). — Moscow : IBRAE RAN, 2026. — 63 p. : ill. (bound)

This volume contains abstracts of reports presented at the XXV Conference of IBRAE RAN Young Scientists, held April 28—29, 2026. 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 978-5-907375-31-4

© ИБРАЭ РАН, 2026

© Коллектив авторов, 2026



# Содержание

*Ануреев А.К., Андреев С.С, Покидов Г.П.*

*Подход в обосновании снижения времени испытаний на длительные прочностные свойства сталей на основании методов механики разрушения и оценки вероятности достижения предельных состояний на примере РУ БР-1200..... 6*

*Асланян С.А.*

*Автоматизированный метод расчета нуклидной кинетики для задач моделирования в ИАС РАО .. 9*

*Гордеев И.С., Бугай А.Н., Ширков С.Г., Щеголев В.Ю., Яковенко С.Л.*

*Моделирование радиационной обстановки при пусконаладочных работах на сверхпроводящем циклотроне MSC-230..... 10*

*Жилин В.А.*

*Развитие схемы CWENOZ в программном комплексе GeRa ..... 12*

*Иванов В.Ю.*

*Применение нуклидного вектора при характеристике потоков радиоактивных отходов для задач моделирования в ИАС РАО ..... 14*

*Казиева С.Т.*

*Учет неопределенности входных данных при оценке содержания значимых радионуклидов в РАО 15*

*Катаев Е.В., Сошников В.М.*

*Моделирование активации конструкций РУ ВВЭР-440, эксплуатируемых при различных сроках на момент останова ..... 17*

*Клименкова А.Д.*

*Визуализация неопределённостей в многомерных задачах с помощью построения толстых изолиний..... 19*

*Коняев П.А.*

*Применение моделей атмосферной дисперсии для решения задач обоснования безопасности судов с ЯЭУ на участке СМП..... 21*

*Кутхуджина А.Д., Ермолинский А.Б., Чернов М.С., Крупская В.В.*

*Изменение строения и свойств глинистых материалов при нагреве от 23 до 80 °С..... 23*

*Лобашев Е.А., Антропов А.С.*

*Описание экспериментов по самодиффузии и декомпозиции монокристалла урана с помощью атомистической модели..... 25*

*Мухтарулина Г.Р.*

*Оценки структуры и физико-механических свойств гнейсов Енисейского участка при термических воздействиях ..... 27*

*Наталенко В.А.*

*Подготовка библиотек малогрупповых констант для ЕВКЛИД/V1 с использованием ячеечных расчетов MCU-FR и оценка их применимости для расчетов быстрых реакторов ..... 30*

*Орлова А.И.*

*Трансформация вещества в образцах архейских гнейсов Енисейского участка при термическом воздействии..... 32*

*Петрова М.Н.*

<i>Модель замораживающего клапана, реализованная в системном теплогидравлическом коде для расчётов ИЖСР</i> .....	34
<i>Пешков С.В.</i>	
<i>Методика учёта аксиального температурного расширения в нейтронно-физическом модуле кода ЕВКЛИД/V2</i> .....	36
<i>Пивиков Д.А., Печатников В.А., Сабает Ю.И.</i>	
<i>Отбор пробы воды из интервала строительства подземного сооружения ПИЛ для изучения ее химического состава</i> .....	39
<i>Пилюгин Л.С., Антропов А.С., Лобашев Е.А.</i>	
<i>Ускоряющее влияние дислокаций на динамику газовых нанопузырьков</i> .....	41
<i>Саченко А.С.</i>	
<i>Разработка программного комплекса оптимизации опорно-подвесной системы трубопроводов атомных энергетических установок</i> .....	43
<i>Смирнов К.Д.</i>	
<i>Особенности геомиграционного моделирования поверхностных водоемов-хранилищ жидких радиоактивных отходов</i> .....	45
<i>Соловьев А.А.</i>	
<i>Численное исследование устойчивости ореола высокоплотного загрязнения подземных вод в наклонных пластах</i> .....	47
<i>Соломонова С.А.</i>	
<i>Оценка остаточного тепловыделения а.з. РУ с натриевым теплоносителем большой мощности на конец МК для расчета аварии с потерей энергоснабжения на МКУ</i> .....	49
<i>Сошников В.М.</i>	
<i>Постоянно действующая модель реакторной установки для прогнозирования радиационных характеристик облученных конструкций</i> .....	51
<i>Трегуб Д.С., Бахарев А.А.</i>	
<i>Верификация и валидация модуля решеточного метода Больцмана</i> .....	53
<i>Тупицын А.М.</i>	
<i>Анализ рациональных основ критериев безопасности в области радиационно-гигиенического нормирования: проблемы согласованности и возможности гармонизации</i> .....	54
<i>Халиков Р.С.</i>	
<i>Разработка модуля учета активации конструкционных материалов термоядерных установок вторичными заряженными частицами в составе кода нуклидной кинетики TRACT-F</i> .....	58
<i>Чекаленко М.Е., Исанов К.А.</i>	
<i>Расчетное обоснование влияния плутониевого вектора СНУП-топлива на нейтронно-физические характеристики БН</i> .....	61
<i>Чупова Д.С.</i>	
<i>Разработка модуля MoRoosia в составе интегрального кода ATLANT/V1.0 для анализа последствий аварий на РУ РБМК-1000</i> .....	62

# Подход в обосновании снижения времени испытаний на длительные прочностные свойства сталей на основании методов механики разрушения и оценки вероятности достижения предельных состояний на примере РУ БР-1200

*Ануреев А.К., Андреев С.С, Покидов Г.П.*

*Научный руководитель: к.т.н. Шиверский Е.А.*

Научно - исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н.А. Доллежала

тел.: (916) 566-98-38, эл. почта: anureev\_ak@nikiet.ru

Предлагается подход в обоснование возможности снижения времени проведения ресурсных испытаний менее 10 % от срока службы конструкций РУ БР-1200, изготавливаемых из стали ЭП302-Ш, проводимых для подтверждения достаточного уровня длительных механических свойств материала.

На основании подходов механико-статистического моделирования вероятности достижения предельных состояний конструкций с дефектами по механизму вязко-хрупкого разрушения выполнен подбор предельных прочностных свойств материала, при которых сохраняется требуемый уровень надёжности (п.1.2.13 НП-001, вероятность разрушения корпуса не превышает  $1E-07$  на интервале в один год).

Расчёты проводились на основании математической модели, использованной при расчёте надёжности корпуса блока реакторного (КБР) РУ БР-1200.

При обосновании выбрана наиболее нагруженная область КБР – обечайка радиальная (ОР) в верхней части КБР, (в газовой полости), с наибольшей температурой эксплуатации в режиме НУЭ – 420 °С.

Ввиду отсутствия экспериментальных данных по определению длительного предела прочности в области рассматриваемой температуры (420 °С), на основании экстраполяции пределов длительной прочности для температур 500 °С и 550 °С построена регрессия в виде:

$$R_m(T, t) = a_1 + a_2 \cdot T + a_3 \cdot (\lg t)^{3/2}, \quad (1)$$

где  $T$  – температура,  $t$  – время выдержки,  $a_{1...3}$  – постоянные коэффициенты, подбираемые методом наименьших квадратов.

Для нахождения области предельно допустимых значений механических свойств стали, при которых сохраняется вероятность достижения предельного состояния ниже  $1E-07$  1/год, вводится коэффициент снижения предела текучести ( $R_{p0,2}$ ) и предела длительной прочности ( $R_{mt}$ ),  $k_s$ :

$$\begin{cases} R_{p0,2}^* = k_s \cdot R_{p0,2} \\ R_{mt}^* = k_s \cdot R_{mt} \\ k_s \in [0; 1] \end{cases} \quad (2)$$

Принято допущение, что снижение прочностных свойств происходит одновременно. Выполнив серию итераций расчёта, варьируя коэффициент снижения прочности, была получена зависимость вероятности достижения вязко-хрупкого разрушения ОР на 60-ый год эксплуатации от коэффициента снижения прочностных свойств (рисунок 1).

Исходя из уровня требуемой надёжности корпуса реактора БР-1200 получено предельное значение снижения прочностных свойств, составившее 0,65 от исходных значений, при одновременном снижении предела текучести и предела длительной прочности.

Таким образом, предельные механические свойства стали ЭП302-Ш на 60-ый год эксплуатации (525600 ч) составляют:

- предел прочности  $R_{mt} = 124$  МПа;
- предел текучести  $R_{p0,2} = 163$  МПа

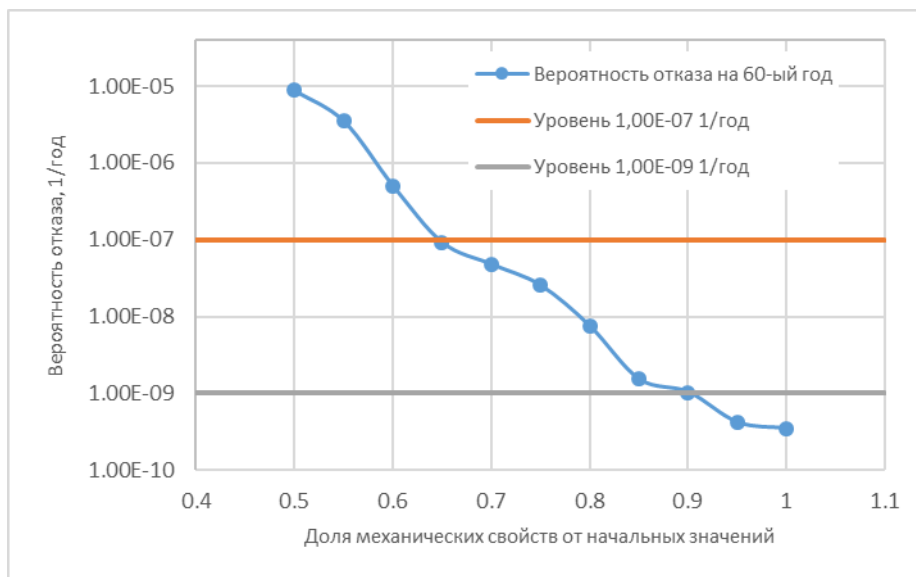


Рисунок 1. Функция изменения вероятности отказа в зависимости от прочностных свойств материала (синяя линия – вероятность достижения предельного состояния на 60-ый год при различных коэффициентах снижения прочностных свойств, оранжевая линия – уровень вероятности 1,00E-07 1/год, серая линия – уровень вероятности 1,00E-09 1/год)

Для подтверждения работоспособности согласно ГОСТ Р 59115.4 необходимо проводить испытания на длительную прочность и старение материала на временной базе 10% от ресурса изделия (6 лет). Рассмотрена возможность снижения временной базы испытаний до 3 лет, с последующей экстраполяцией прочностных свойств до 60 лет.

Анализ влияния старения материала на предел длительной прочности показал, что на основании результатов экспериментов, в области температур 420 – 600 °С, эффект снижения предела текучести в зависимости от времени исследования не наблюдается, поэтому дальнейшее предложение об экстраполяции прочностных свойств применимо только к пределу длительной прочности.

ГОСТ Р 59115.4 регламентирует правила экстраполяции механических свойств на длительной временной базе с помощью проведения испытаний при двух различных температурах  $T_1$  и  $T_2$ , причём  $T_2 = T_1 + 50$ , с последующим «переносом» функции предела длительной прочности при  $T_2$  на функцию длительной прочности при  $T_1$ .

Максимальная рабочая температура нормальной эксплуатации составляет 420°С. В соответствии с этим, возможно проведение испытаний для подтверждения требуемого уровня надёжности при температурах 450 °С и 500 °С.

В соответствии с ГОСТ Р 59115.4 результат экстраполяции предела длительной прочности определяется напрямую временем проведения испытаний: при снижении времени испытаний, снижается экстраполированное значение предела длительной прочности – тем самым увеличивается запас, что является консервативным предположением. Т.е. чем больше временная база для экспериментального подтверждения свойств, тем выше будут экстраполированные значения пределов длительной прочности.

Ниже на рисунках 2 и 3 приведены примеры экстраполяции предела длительной прочности при температуре 450 °С на 60-ый год. В качестве функции предела длительной прочности при температуре 450 °С использовалась регрессионная модель. Функция предела длительной прочности при 500 °С принята на основании расчётных значений из аттестационного отчёта. При ограничении регрессионной модели по времени до шести (52560 ч) и трёх (26280 ч) лет получены экстраполированные значения на 60-ый год:

- при ограничении по времени регрессии на шесть лет  $R_{mt}(60 \text{ лет}) = 150$  МПа;
- при ограничении по времени регрессии на три года  $R_{mt}(60 \text{ лет}) = 139$  МПа.

В данном примере по полученным значениям видно, что для срока службы 60 лет, предел длительной прочности находится выше уровня предельного значения при температуре 420 °С (при котором сохраняется 1E-07 1/год) даже при снижении времени испытаний.

Примерные уровни математических ожиданий пределов длительной прочности, получаемых по результатам испытаний, при которых не произойдёт превышение вероятности отказа выше  $1E-07$  на 60-ый год эксплуатации, составляют:

- при проведении испытаний на временной базе шести лет  $R_{mt}(6 \text{ лет}) = 182 \text{ МПа}$ ;
  - при проведении испытаний на временной базе трёх лет  $R_{mt}(3 \text{ лет}) = 213 \text{ МПа}$ .
- При среднеквадратическом отклонении равным 15% от математического ожидания.

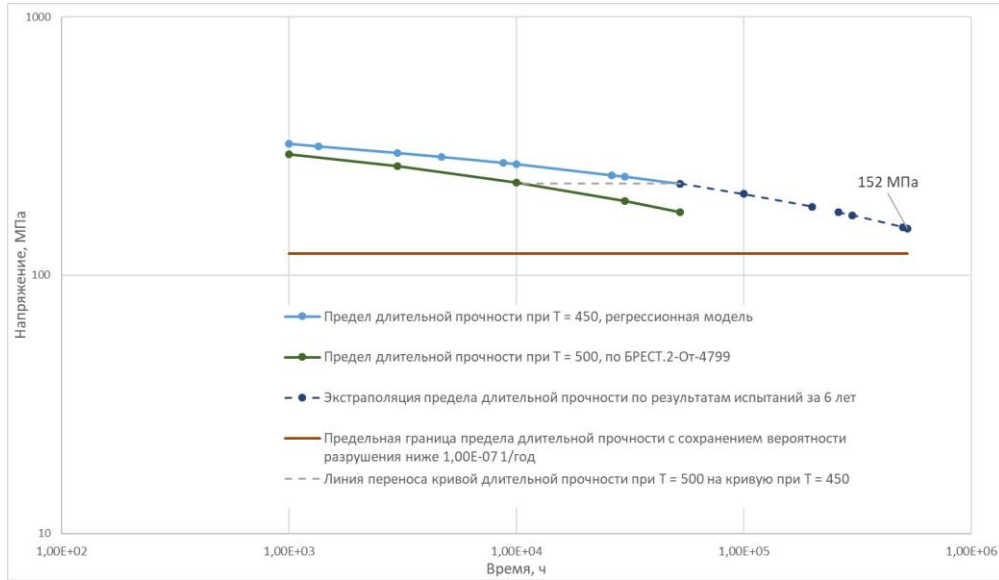


Рисунок 2. Пример экстраполяции предела прочности  $R_{mt}$  по результатам экспериментов длительностью 6 лет (52560 ч).

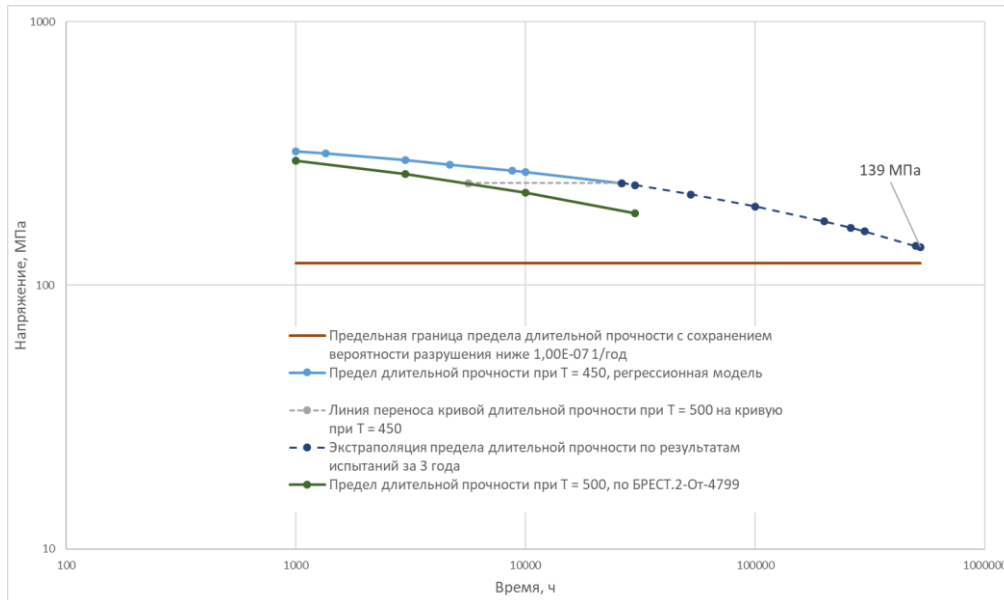


Рисунок 3. Пример экстраполяции предела прочности  $R_{mt}$  по результатам экспериментов длительностью 3 года (26280 ч)

# Автоматизированный метод расчета нуклидной кинетики для задач моделирования в ИАС РАО

*Асланин С.А., техник ИБРАЭ РАН*

*Научный руководитель: зав. лаб. ИБРАЭ РАН Мамчиц Е.Г.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: +79825845673, эл. почта: aslanin@ibrae.ac.ru

В Российской Федерации ключевым условием повышения эффективности обращения с радиоактивными отходами (РАО) выступает обоснованное долгосрочное планирование ресурсных потребностей и инфраструктурных мощностей с учётом текущих и ожидаемых ограничений. Для решения этой задачи в 2023 году была создана информационно-аналитическая система планирования деятельности по ВЭ ЯРОО и обращению с накопленными и эксплуатационными РАО (ИАС РАО) [1]. Данная импортонезависимая цифровая платформа включает базу данных и расчётный блок, позволяющие моделировать будущую загрузку объектов инфраструктуры и оценивать затраты на основные этапы обращения с РАО: переработку, транспортировку, временное хранение и захоронение [2].

Ключевым элементом таких расчётов являются потоки РАО, характеризующиеся нуклидным составом и активностями. ИАС РАО обеспечивает возможность моделирования изменения активности во времени, что позволяет учитывать эффект радиационного распада при временном хранении отходов. Это, в свою очередь, напрямую влияет на оценку затрат и выбор оптимальной стратегии обращения: проведение технологических операций при текущей активности либо отложенное воздействие после снижения активности за счёт выдержки.

Вместе с тем существующий порядок паспортизации партий РАО учитывает только исходные активности заявленных нуклидов, оставляя без внимания дочерние радионуклиды, образующиеся в цепочках распада. Это приводит к систематическому занижению прогнозируемой активности и, как следствие, к ошибкам при оценке радиационной безопасности.

Для преодоления этого ограничения предлагается метод расчёта изменения активности во времени для произвольного набора радионуклидов, охватывающий полные ветвящиеся цепочки, включая дочерние продукты, которые исходно отсутствуют в перечне. В основе метода лежат актуальные ядерные характеристики (периоды полураспада, вероятности ветвления, схемы распада), получаемые через API МАГАТЭ [3], а также аналитическое решение уравнений Бейтмана для последовательно-параллельных цепочек, где ветвления обрабатываются как суперпозиция решений. Разработанный вычислительный алгоритм обеспечивает автоматическую актуализацию данных и позволяет количественно оценить вклад ранее неучтённых дочерних продуктов. Кроме того, корректное определение активности с учётом её изменения во времени является необходимым условием для автоматизированного определения класса упаковки РАО, которая в дальнейшем передается на захоронение.

## Литература

1. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ «Информационно-аналитическая система планирования деятельности по ВЭ ЯРОО и обращение с накопленными и производственными РАО» Ильясов Д.Ф., Овчинников И.Д., Степанян П.О., Мамчиц Е.Г., Иванов А.Ю., Сергеев И.И., Смирнов Н.В., Самойлов А.А., Блохин П.А.
2. Разработка программного обеспечения для оценки стоимости проектов по ликвидации ядерно и радиационно опасных объектов с применением цифрового моделирования / Д. Ф. Ильясов, А. Ю. Иванов, Н. П. Агафонов [и др.] // Теоретическая и прикладная экономика. – 2022. – № 4. – С. 67-79
3. IAEA Live Chart of Nuclides – Nuclear Data Section. URL: <https://nds.iaea.org/relnsd/vcharthtml/VChartHTML.html> (дата обращения: 12.04.2026).

# Моделирование радиационной обстановки при пусконаладочных работах на сверхпроводящем циклотроне MSC-230

*Гордеев И.С., к.ф.-м.н., начальник сектора №2 ОРИ ЛРБ ОИЯИ*

*Бугай А.Н., д.ф.-м.н., директор ЛРБ ОИЯИ*

*Ширков С.Г., к.ф.-м.н., начальник ОРБ СГИ ОИЯИ*

*Щеголев В.Ю., начальник группы №1 ОРБ СГИ ОИЯИ*

*Яковенко С.Л. к.ф.-м.н., главный инженер ЛЯП ОИЯИ*

тел.: +7 (917) 570-06-61, эл. почта: gordeev@jinr.ru

Разработка и ввод в эксплуатацию современных ускорительных установок требуют комплексного анализа радиационной обстановки для обеспечения безопасности персонала и соблюдения нормативов по радиационной безопасности. Особое внимание следует уделять этапу пусконаладочных работ, в ходе которого параметры работы оборудования могут отличаться от номинальных, а сценарии эксплуатации могут включать нестандартные режимы, потенциально приводящие к увеличению радиационного фона.

Сверхпроводящий циклотрон MSC-230 (Medical Superconducting Cyclotron for proton therapy), разработанный в Объединённом институте ядерных исследований (ОИЯИ, г. Дубна), предназначен для ускорения протонов до энергии 230 МэВ и ориентирован на применение в медицине, прежде всего для протонной терапии злокачественных новообразований [1,2]. Ускоритель выполнен по схеме изохронного секторного циклотрона с NbTi-сверхпроводящими катушками, что обеспечивает компактность установки и высокую стабильность магнитного поля. В конструкции катушек используется сверхпроводящий кабель типа «Нуклотрон» [3,4]. В качестве источника частиц используется спиральный инфлектор, а экстракция осуществляется с помощью электростатического дефлектора [1], на котором в режиме пусконаладочных работ ожидаются значимые потери пучка.

Циклотрон планируется разместить в корпусе №5 ЛЯП ОИЯИ для проведения пусконаладочных работ. В дальнейшем установка будет использоваться в научно-исследовательских целях, включая облучение биологических объектов (клеточные культуры, лабораторные животные и др.). Радиационная обстановка при эксплуатации ускорителя определяется потерями протонов при выводе пучка (в области дефлектора), а также взаимодействием выведенного пучка с ловушкой. В докладе представлена методика расчёта радиационной обстановки методом Монте-Карло с использованием программы FLUKA версии 4.3.3 (CERN) [5,6]. Программа позволяет проводить детальное моделирование радиационной обстановки с учетом специфики работы ускорителя.

Для проведения расчётов была создана детальная трёхмерная модель циклотрона MSC-230 и корпуса №5 на основе конструкторской документации и детальных 3D-моделей ускорителя. Используемая геометрия приведена на рисунке 1.

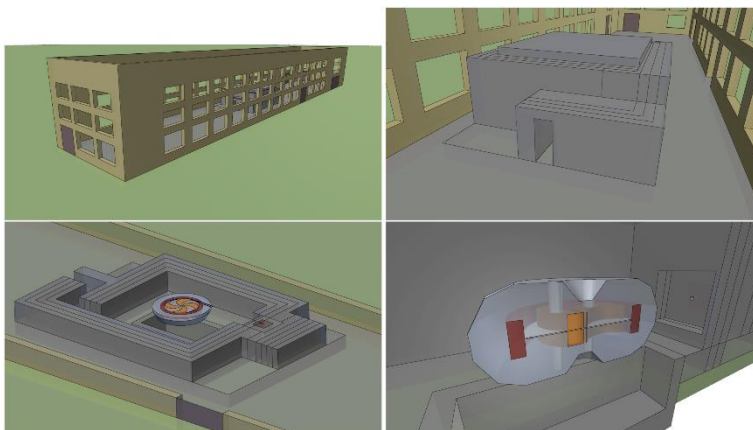


Рисунок 1. 3D визуализация циклотрона в биологической защите (бункере) в корпусе №5 ЛЯП

## ОИЯИ для проведения моделирования по программе FLUKA

В результате расчётов получены распределения мощности эффективной дозы при работе ускорителя в режиме пусканаладоочных работ. Установлено, что основной вклад в формирование дозовых полей вносят нейтроны и фотоны, при существенной роли высокоэнергетической компоненты (энергии выше 20 МэВ). Полученные результаты подтверждают достаточность проектной биологической защиты для обеспечения требуемого зонирования при заданных потерях пучка, а также указывают на необходимость введения поправочных коэффициентов при использовании дозиметрических приборов в условиях широкого энергетического спектра излучения.

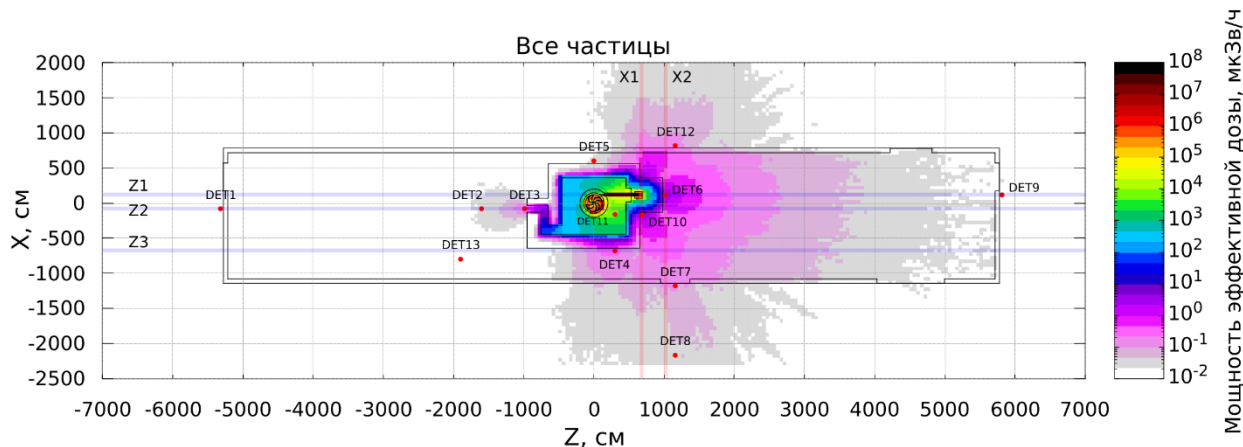


Рисунок 2. Двухмерная проекция пространственного распределения мощности эффективной дозы, обусловленной всеми частицами при работе ускорителя в режиме пусканаладоочных работ. Усреднение по высоте на 175 см от уровня фальшпола ( $Y = -125$  см). Полупрозрачными полосами обозначены одномерные проекции. Красными кружками отмечено расположение чувствительных областей для определения спектров вторичных частиц.

## Литература

1. The Extraction System Adaptation for MSC230 Cyclotron Final Engineering Design / L.D. Sedov, D.V. Popov, I. D. Lyapin, S.V. Gurskiy // *Physics of Particles and Nuclei Letters*. — 2024. — Vol. 21, no. 4. — Pp. 757–760. <https://link.springer.com/article/10.1134/S1547477124701279>.
2. Research and Development of the SC230 Superconducting Cyclotron for Proton Therapy / O. V. Karamyshev, K. S. Bunyatov, A. L. Gibinsky et al. — Vol. 18, no. 1. — Pp. 63–74. <https://doi.org/10.1134/S1547477121010088>.
3. Kovalenko, A.D. Cable design and related issues in fast-cycling superconducting magnets / A.D. Kovalenko // *Proceedings of the Workshop on Accelerator Magnet Superconductors (WAMS2004)*. — 2004. — Pp. 207–215. <https://cds.cern.ch/record/962729>.
4. Design of new hollow superconducting NbTi cables for fast cycling synchrotron magnets / H. Khodzhbagiyani, V. Alexeev, S.A. Averichev et al. // *IEEE Transactions on Applied Superconductivity*. — 2003. — Vol. 13, no. 2. — Pp. 3370–3373. <https://ieeexplore.ieee.org/abstract/document/1212350/>.
5. Overview of the FLUKA code / Giuseppe Battistoni, Till Boehlen, Francesco Cerutti et al. // *Annals of Nuclear Energy*. — 2015. — Vol. 82. — Pp. 10–18. — Joint International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications and Monte Carlo 2013, SNA + MC 2013. Pluri- and Trans-disciplinarity, Towards New Modeling and Numerical Simulation Paradigms. <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0306454914005878>.
6. New Capabilities of the FLUKA Multi-Purpose Code / C. Ahdida, D. Bozzato, D. Calzolari et al. // *Frontiers in Physics*. — Vol. 9. <https://www.frontiersin.org/article/10.3389/fphy.2021.788253>.

# Развитие схемы CWENOZ в программном комплексе GeRa

Жилин В.А., инженер ИБРАЭ РАН

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (916) 672-04-76, эл. почта: zhilin@ibrae.ac.ru

Одной из важнейших задач современной атомной энергетики является анализ долговременной безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО). Ключевым элементом данного анализа выступает моделирование геомиграции радионуклидов. Необходимость моделирования процессов на длительных временных интервалах вместе со значительными пространственными масштабами геологической среды порождают серьёзные затруднения с точки зрения вычислительных методов. Использование явных схем дискретизации оператора переноса и детализированных расчётных сеток приводит к непомерным вычислительным затратам. В свою очередь, применение неявных схем позволяет вести расчёт с грубым шагом по времени, но при этом в решение вносятся значительная численная диффузия, и пиковые значения объёмных активностей в точках наблюдения (основной результат геомиграционных расчётов) оказываются заниженными.

Для снижения численной диффузии с приемлемыми вычислительными затратами требуется схема высокого порядка аппроксимации. На сегодняшний день актуальным направлением в развитии схем переноса являются схемы семейства WENO. В GeRa была реализована модификация CWENOZ [1] с более компактным, чем у классической схемы WENO, шаблоном аппроксимации и улучшенной формулой расчёта нелинейных весов. Данная схема имеет высокий порядок на центральном шаблоне, что позволяет корректно моделировать перенос на крупных ячейках с низкой численной дисперсией. В рамках развития CWENOZ в программном комплексе GeRa был проделан ряд изменений, направленных на улучшение точности и снижение вычислительных затрат схемы.

В схеме CWENOZ аппроксимация концентрации на каждой ячейке расчётной сетки  $E_i$  выполняется с помощью полинома  $p_i(x, y, z)$  некоторой степени  $r$ . Из-за анизотропии ячеек сетки полиномиальное восполнение строится в преобразованной системе координат. Из ячейки выбирается тетраэдр, который будет использоваться для отображения, и производится переход от декартовых координат к референтным. Это способствует уменьшению эффекта масштабирования. Полиномиальное восполнение строится на преобразованной ячейке  $E_i'$ , с использованием полиномиальных базисных функций  $\varphi_k(\xi, \eta, \zeta)$ :

$$p_i(\xi, \eta, \zeta) = \sum_{k=0}^K a_k \varphi_k(\xi, \eta, \zeta) = C_i + \sum_{k=1}^K a_k \varphi_k(\xi, \eta, \zeta). \quad (1)$$

Для построения полиномиального восполнения определяются центральный и направленные шаблоны. Итоговый полином схемы CWENOZ вычисляется по формуле:

$$p(\xi, \eta, \zeta)^{CWENOZ} = \sum_{s=1}^{s_t} \omega_s p_s(\xi, \eta, \zeta), \quad (2)$$

где  $s_t$  – количество шаблонов,  $p_s$  – полином, соответствующий  $s$ -му шаблону,  $\omega_s$  – нормированные нелинейные веса.

Одним из ключевых этапов усовершенствования реализации схемы было повышение порядка точности. Для этого в GeRa были внедрены новые симметричные кубатурные формулы более высокого порядка [2], которые позволяют точно вычислять значения для полиномов вплоть до 20-ой степени. Это увеличило максимальный доступный порядок схемы CWENOZ до 10-го.

В процессе исследования литературы по схемам CWENOZ были выявлены различия в формуле расчёта нелинейных весов. Была выбрана постановка, которая активно используется в статьях последних лет [3]:

$$\tilde{\omega}_s = \lambda_s \left( 1 + \left( \frac{\tau}{\epsilon + SI_s} \right)^b \right), \quad \tau = \frac{\sum_{i=2}^{s_t} |SI_i - SI_1|}{s_t - 1}, \quad (3)$$

где  $\tilde{\omega}_s$  – нелинейные веса,  $\lambda_s$  – линейные веса,  $SI$  – индикаторы гладкости. Проведенные вычислительные эксперименты подтвердили эффективность данного способа вычисления нелинейных весов.

Программный комплекс GeRa позволяет моделировать не только трёхмерные задачи, но также двухмерные и одномерные. В последних случаях возникает проблема избыточного размера стандартного шаблона для трёхмерных задач, что плохо сказывается на результатах моделирования. Поэтому вычисление необходимого количества коэффициентов для построения полиномов и размеров шаблонов было переработано с учётом размерности задачи. Данные изменения были согласованы с

реализованным ранее алгоритмом построения шаблонов [4]. Это позволило избежать осцилляций в решениях и снизить затраты на вычисление матрицы коэффициентов.

Схемы CWENOZ продолжают активно развиваться. Представленные улучшения реализации схемы в GeRa способствовали повышению точности моделирования в общем случае и снижению вычислительных затрат в одномерных и двухмерных задачах.

## Литература

- Tsoutsanis P., Dumbser M. Arbitrary high order central non-oscillatory schemes on mixed-element unstructured meshes //Computers & Fluids. – 2021. – Vol. 225. – Pp. 104961.
- Jaśkowiec J., Sukumar N. High-order symmetric cubature rules for tetrahedra and pyramids //International Journal for Numerical Methods in Engineering. – 2021. – Vol. 122. – №. 1. – Pp. 148-171.
- Tsoutsanis P., Nogueira X. Arbitrary-order unstructured finite-volume methods for implicit large eddy simulation of turbulent flows with adaptive dissipation/dispersion adjustment (ADDA) //Journal of Computational Physics. – 2025. – Vol. 523. – Pp. 113653.
- Tsoutsanis P. Stencil selection algorithms for WENO schemes on unstructured meshes //Journal of Computational Physics – 2019. – Vol. 4. – Pp. 100037.

# Применение нуклидного вектора при характеристике потоков радиоактивных отходов для задач моделирования в ИАС РАО

*Иванов В.Ю., техник ИБРАЭ РАН*

*Научный руководитель: зав. лаб. ИБРАЭ РАН Мамчиц Е.Г.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: +7-951-568-96-64, эл. почта: ivy@ibrae.ac.ru

Характеризация радиоактивных отходов (РАО) является обязательным условием обеспечения безопасности на всех этапах обращения с ними: от переработки и кондиционирования до транспортировки и захоронения [1]. Традиционные подходы характеристики РАО, такие как разрушающий и неразрушающий контроль, имеют ряд ограничений. Методы неразрушающего контроля в большинстве случаев позволяют определить только активность гамма-излучателей, именно эти данные, как правило, фиксируются в паспортах РАО. Методы разрушающего контроля требуют отбора представительных проб, наличия специализированных лабораторий и существенных финансовых затрат, что не всегда экономически целесообразно для каждой учётной единицы. Однако для долгосрочного прогноза радиационной безопасности и обоснования проектных решений пунктов захоронения РАО критически важны сведения о труднодетектируемых радионуклидах, период полураспада которых, как правило, значительно больше периода полураспада легкодетектируемых нуклидов. В связи с этим в отечественной и мировой практике, набирает популярность метод нуклидного вектора, как эффективный инструмент косвенной оценки радионуклидного состава [2].

Целью данной работы является применение утверждённых коэффициентов корреляции к реальным паспортным данным упаковок РАО для расчётного определения активностей труднодетектируемых нуклидов с последующей верификацией рабочих нуклидных векторов, которые позволят подготовить исходные данные для задач моделирования в информационно-аналитической системе (ИАС РАО) [3]. Данные, полученные с помощью метода нуклидного вектора, позволяют оценить влияние временного хранения на активность нуклидов, а также определить класс РАО, что, в свою очередь, позволит сделать вывод об экономической целесообразности и эффективности временного хранения по сравнению с другими сценариями обращения с РАО. Помимо этого, планируется проведение сравнительного анализа полученных расчётных значений с международными данными.

Решение данных задач позволит внести вклад в совершенствование системы учёта и контроля РАО, обеспечив баланс между экономической целесообразностью процедур характеристики, оценкой влияния временного хранения на активность нуклидов и требованиями радиационной безопасности на всех этапах жизненного цикла отходов.

## Литература

1. Постановление Правительства РФ от 19.10.2012 № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов».
2. Жеребцов А.А., Варлаков А.П., Германов А.В., Шаров Д.А., Ельцин В.Ф., Чураков А.К., Скакун Г.Е. Подходы к характеристике РАО, образующихся при реализации проекта «ПРОРЫВ» // Радиоактивные отходы. – 2018. – № 2 (3). – С. 88–94.
3. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ «Информационно-аналитическая система планирования деятельности по ВЭ ЯРОО и обращение с накопленными и производственными РАО» Ильясов Д.Ф., Овчинников И.Д., Степанян П.О., Мамчиц Е.Г., Иванов А.Ю., Сергеев И.И., Смирнов Н.В., Самойлов А.А., Блохин П.А.



В рамках работы апробирована приведенная методика оценки неопределенностей расчетных характеристик ОЯТ и РАО на примере оценки содержания значимых радионуклидов в РАО. В рамках анализа вклада неопределенности сечений набора реакций в итоговую неопределенность результата расчета применен подход построения цепочек реакций с отбором реакций с наибольшими макросечениями [10]. Эффективность использования такого подхода подтвердилась результатами проведенного анализа чувствительности для рассматриваемых расчетных моделей. По итогам проведенной работы оценена результирующая неопределенность содержания  $^{63}\text{Ni}$  и  $^{59}\text{Ni}$  в РАО на большие времена выдержки, а также вклад в нее рассматриваемых входных параметров.

## Литература

1. Самойлов А. А. Методический подход к определению радиологически значимых радионуклидов для оценки долговременной безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов // Вопросы радиационной безопасности. 2017. Т. 87. № 3. С. 21—31.
2. Блохин А. И. Возможности расчетного кода TRACT для решения задач характеризации радионуклидного состава РАО и ОЯТ // Радиоактивные отходы. — 2018. — № 2 (3). — С. 95—104.
3. Блохин А. И. Применение расчетного кода TRACT для оценок радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО класса 1 // Радиоактивные отходы 2020. № 4 (13). С. 99—111.
4. Sobol I. M. Global sensitivity indices for nonlinear mathematical models and their Monte Carlo estimates // Mathematics and computers in simulation. — 2001. — Vol. 55. — №: 1-3. — p. 271-280.
5. Савельева, Е. А. Обращение с неопределенностями в задачах расчетного обоснования долговременной безопасности / Е. А. Савельева, В. С. Свительман // Радиоактивные отходы. — 2022. — № 3(20). — С. 61-71.
6. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2022667451 Российская Федерация. Расчетный комплекс для учета неопределенностей численного моделирования в задачах обоснования безопасности MOUSE. Версия 1.0 : № 2022666414 : заявл. 05.09.2022 : опубл. 21.09.2022 / А. С. Нужный, Е. А. Савельева-Трофимова, В. С. Свительман [и др.] ; заявитель Российская Федерация, от имени которой выступает Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом».
7. Казиева, С. Т. Анализ чувствительности активности и состава облученных материалов к входным параметрам / С. Т. Казиева, В. С. Свительман, П. А. Блохин // Радиоактивные отходы. — 2025. — № 2(31). — С. 27-44. — DOI 10.25283/2587-9707-2025-2-27-44.
8. Казиева С. Т., Свительман В. С., Блохин П. А. [и др.] Анализ влияния неопределенности исходных данных на расчетные характеристики ОЯТ реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 // Сборник трудов XII Международной научной конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях», 29–31 октября 2025 г., Москва / Под общ. ред. акад. РАН Л. А. Большова; ИБРАЭ РАН. — М. : ИБРАЭ РАН, 2025. —с. 499-507.
9. Казиева, С. Т. Анализ влияния неопределенностей состава материала и плотности потока нейтронов на расчетные значения активности конструкционных материалов ВВЭР-440 / С. Т. Казиева, Е. В. Катаев // Сборник тезисов XXIV научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН, Москва, 22–23 апреля 2025 года. — Москва: ИБРАЭ РАН, 2025. — С. 40-41.
10. Казиева, С. Т. Построение наиболее вероятных путей образования радионуклидов в алгоритме программы TRACT для оценки неопределенности содержания радионуклидов / С. Т. Казиева // XXIII научная школа молодых ученых ИБРАЭ РАН : Сборник тезисов, ИБРАЭ РАН, 14–15 мая 2024 года. — Москва, ИБРАЭ РАН, 2024. — С. 31-32.

# Моделирование активации конструкций РУ ВВЭР-440, эксплуатируемых при различных сроках на момент останова

*Катаев Е.В., м.н.с. ИБРАЭ РАН  
Сошников В.М., м.н.с. ИБРАЭ РАН*

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

В настоящее время в России эксплуатируются 22 энергоблока с реакторами ВВЭР, пять из которых (типа ВВЭР-440) работают за пределами 30-летнего проектного срока, продленного до 60 лет [1]. Остановленный в 2016 году блок №3 Нововоронежской АЭС (ВВЭР-440) эксплуатировался 45 лет и на текущий момент данные об активации его конструкционных материалов применяются для валидации расчетных кодов. Ранее результаты исследований образцов с этого блока подтвердили корректность расчетов активации по программе MCU-6 [2]. В данной работе эти результаты служат основой для кросс-верификации программного комплекса (ПК) КОРИДА [3–5].

В настоящей работе представлена кросс-верификация ПК КОРИДА на примере сравнительного анализа результатов активации реакторных конструкций на уровне центра активной зоны, а также методика прогнозного расчета удельной активности реакторных конструкций ВВЭР-440 на моменты окончательного останова после 45 и 60 лет эксплуатации.

Моделирование нейтронных полей в реакторных конструкциях осуществлялось с использованием модуля ПК КОРИДА на основе аттестованной в Ростехнадзоре программы TDMCC [3], в которой реализован метод Монте-Карло.

Основные конструкции РУ (ближайшие к активной зоне) блока №3 были смоделированы на основе характеристик из открытых публикаций [6,7] без существенных упрощений в геометрии (рисунок 1). Используя покассетное и высотное распределение выгорания топлива в активной зоне на начало, середину и конец типовой топливной кампании, а также параметры критичности был смоделирован источник нейтронов в активной зоне и решено однородное уравнение переноса нейтронов. В результате решения уравнения был получен эффективный коэффициент размножения нейтронов в интервале 0,99-1,01 и распределения (покассетные и высотные) энерговыделения, совпадающие с эксплуатационными данными в пределах 12% (по модулю).

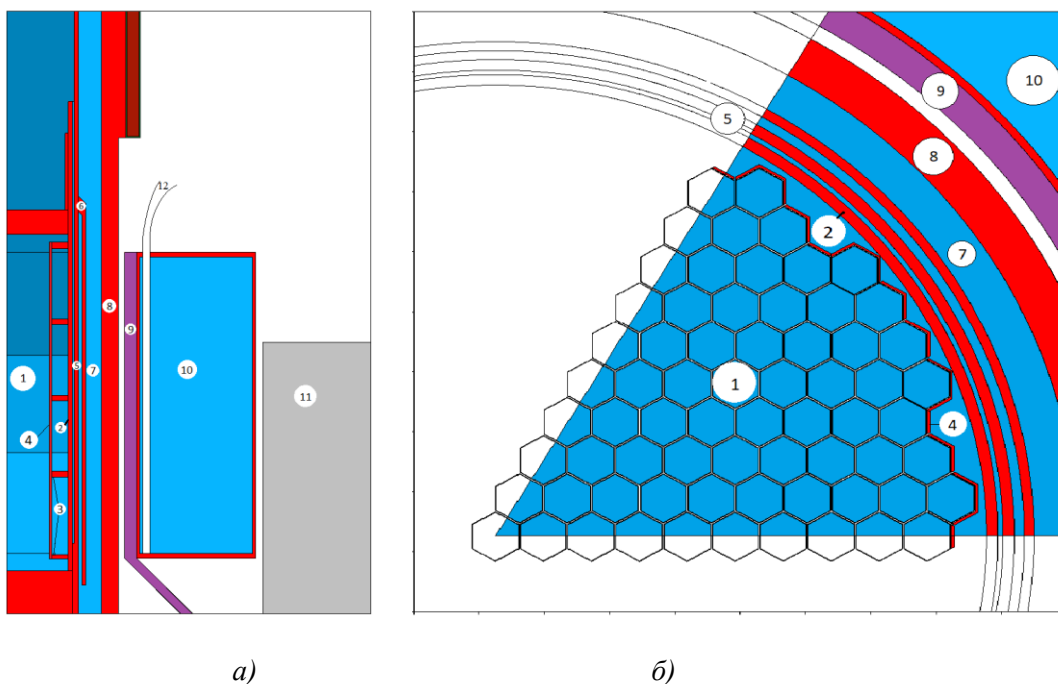


Рисунок 1. Продольное (а) и поперечное (б) сечения расчетных моделей реактора ВВЭР-440 на уровне центра активной зоны: 1 – активная зона, 2 – корзина, 3 – крепежи выгородки, 4 – выгородка, 5 – шахта, 6 – тепловой экран, 7 – опускной участок, 8 – корпус, 9 – теплоизоляция, 10 – кольцевой бак с водой, 11 – бетон биологической защиты, 12 – каналы ионизационных камер (ИК).

Для моделирования нейтронных полей в реакторных конструкциях, соответствующих некоторому «среднему» состоянию активной зоны блока №3, были проанализированы все, предшествующие остановку, топливные кампании и усреднены за весь период эксплуатации следующие характеристики:

- выгорание двух периферийных рядов кассет;
- концентрация борной кислоты;
- положения органов регулирования.

С использованием нейтронных потоков и спектров, полученных по модели «среднего» состояния активной зоны, была проведена верификация расчетов наведенной активности материалов в объемах элементов конструкции РУ ВВЭР-440 после завершения эксплуатации блока №3 с помощью кода нуклидной кинетики TRACT [4], входящего в состав ПК КОРИДА

Используя верифицированную усредненную модель РУ, находящегося в эксплуатации 45 лет, была оценена возможность создания модели, описывающей нейтронные характеристики установки, которая эксплуатируется 60 лет с целью расчета активации конструкций этой установки. Так как последние топливные загрузки по расположению свежих и выгоревших ТВС в активной зоне были однотипными, сделано предположение о схожести дальнейших топливных кампаний, а характеристики прогнозной «средней» активной зоны скорректированы с учетом большего вклада последних топливных кампаний.

Основываясь на результатах кросс-верификации разработанных расчетных моделей РУ ВВЭР-440 блока №3 Нововоронежской АЭС показан способ получения усредненных за весь период эксплуатации пространственно-энергетических распределений плотности потока нейтронов в объеме конструкций РУ. Получены верифицированные расчетные модели с усредненными характеристиками нейтронных полей. Использование этих характеристик при моделировании нуклидной кинетики в облучаемых конструкциях позволяет получать значения удельной активности материалов на момент окончания эксплуатации РУ и на различные времена выдержки.

Представленный подход может быть применен к любым энергоблокам с реакторами типа ВВЭР-440, как к действующим (с различными сроками эксплуатации), так и выведенным из эксплуатации.

## Литература

7. Медведев К.И. Верификация методологии контроля и прогноза свойств материалов корпусов реакторов ВВЭР-440 при продлении срока службы. Диссер. канд. техн. наук. М., 2024. 202 с.
8. Программа для ЭВМ MCU-REA/2 с библиотекой констант DLC/MCUDAT-2.2. Аттестационный паспорт программного средства № 218 от 27.02.2018.
9. Программа для ЭВМ TDMCC с библиотекой констант ENDF/B-VI. Аттестационный паспорт программного средства № 407 от 08.12.2016.
10. Блохин А.И. и др. Валидация программы нуклидной кинетики TRACT для оценки радиационных характеристик ОЯТ и РАО. *Радиоактивные отходы*, 2022, №4(21), с.48-57. DOI: <https://doi.org/10.25283/2587-9707-2022-4-48-57>.
11. Аракелян А.А. и др. Развитие программного комплекса КОРИДА и опыт его применения при решении задач обращения с ОЯТ и РАО. *Радиоактивные отходы*, 2022, №3(20), с.107-116. DOI: <https://doi.org/10.25283/2587-9707-2022-3-107-116>.
12. Селькин С.С. и др. Исследования радиационных характеристик корпуса реактора и ВКУ остановленного для подготовки к выводу из эксплуатации блока №3 Нововоронежской АЭС с РУ ВВЭР-440. *Радиоактивные отходы*, 2024, №1(26), с.16-23. DOI: <https://doi.org/10.25283/2587-9707-2024-1-16-25>.
13. Катаев Е.В. и др. Моделирование активации материалов конструкций реакторных установок типа ВВЭР на основе характеристик нейтронных полей, усредненных за период эксплуатации. *Сборник докладов XXV Международной конференции молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам*. Подольск, 2025, с. 827-836.

# Визуализация неопределённостей в многомерных задачах с помощью построения толстых изолиний

Клименкова А.Д., инженер ИБРАЭ РАН, Смирнов К.Д., младший научный сотрудник ИБРАЭ РАН

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

Анализ и учёт неопределённостей являются одним из важных этапов формирования доверия к результатам моделирования, особенно в задачах оценки и обоснования долговременной безопасности объектов использования атомной энергии. Появление неопределённостей при моделировании любых процессов неизбежны – не в последнюю очередь по причине того, что любая модель является упрощением сложной многокомпонентной системы, причём только одним из множества возможных упрощений, но даже для каждой конкретной модели неопределённости возникают в процессе её параметризации, так как значения параметров, как правило, известны неточно. Для анализа параметрической неопределённости в ИБРАЭ РАН разрабатывается расчётный код MOUSE [1], который производит стохастическое варьирование неопределённых параметров, многократный запуск расчётной модели с различными их значениями и последующий статистический анализ получаемых результатов.

В задачах учёта неопределённостей визуальное представление часто является ключом к корректной интерпретации полученных результатов. Для визуализации результатов оценки неопределённости скалярных величин обычно используются широко известные и легко интерпретируемые диаграммы размаха (также часто обозначаются как box-plot или ящик с усами) и скрипичные диаграммы (violin plot) (Рис.1). Важно понимать, что для разных выходных величин (например, значений на двух разных временных шагах или в двух разных точках пространства) полученные в результате анализа выводы могут сильно отличаться, особенно для сложных нелинейных моделей: например, неопределённости при одном и том же наборе параметров могут приводить к незначительным разбросам у одних выходных величин и гораздо более значительным у других. Поэтому возникает потребность в многомерных аналогах таких графиков. При переходе к анализу зависимостей выходных величин от времени применяются так называемые horse-tail графики и доверительные (или процентильные) полосы (Рис.2).

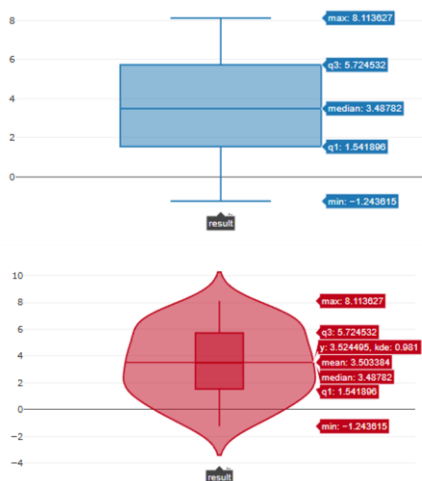


Рис.1. Визуализация неопределённостей для скалярных величин.

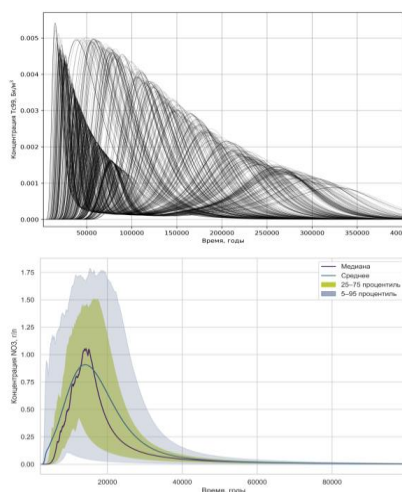


Рис.2. Визуализация неопределённостей для временных рядов.

Однако, при работе с пространственно распределенными выходными величинами (полями) визуализация неопределённостей становится еще более сложной задачей. Одним из способов такой визуализации является построение толстых изолиний – аналога процентильных полос для полей. Именно этот вариант визуализации и будет рассмотрен в нашей работе.

Способ построения толстых изолиний основан на анализе свойств контуров ансамблей – результатов вычисления выходных величин при варьировании входных параметров. При работе с реальными данными контуры имеют тенденцию пересекаться несколько раз, поэтому понятие вложенности пары контуров друг в друга теряет смысл. Для решения этой проблемы водится понятие

глубины контура ([2], [3]) и матрицы включения, которая состоит из отношений включенности пар контуров друг в друга, построенных на основе модифицированного оператора подмножества:

$$A \subset_{\varepsilon} B = 1 - \frac{|A - B|}{|A|}, \quad (1)$$

где  $|A|$  – площадь  $A$ . При  $|A| = 0$ , принято считать  $A \subset_{\varepsilon} B = 1$ . Имея некоторый ансамбль  $C$  из  $N$  контуров, введённый оператор помогает сформулировать понятие глубины включения контура  $c_i$  из ансамбля  $C$  через определение количества контуров, которые содержат выбранный контур  $c_i$   $IN_{in}(c_i) = \sum_{j=1}^N in(c_i) \subset_{\varepsilon} in(c_j)$  и которые содержатся в контуре  $IN_{out}(c_i) = \sum_{j=1}^N in(c_j) \subset_{\varepsilon} in(c_i)$ :

$$ID(c_i) = \frac{2}{N} \min\{IN_{in}(c_i), IN_{out}(c_i)\}, \quad (2)$$

При использовании растровых изображений из  $M$  пикселей вычисление  $ID$  для всех контуров имеет вычислительную сложность  $O(MN^2)$ . Используя понятие глубины контура, можно переформулировать статистические характеристики для ансамблей: например, медиана ансамбля – это контур с наибольшей глубиной, что является отражением его «центральности».

В качестве примера применения толстых изолиний представлен анализ уровня концентрации  $^{14}\text{C}$  в результате многовариантного расчёта для модели дальней зоны планируемого ППЗРО рядом с ПО Маяк, в которой варьировались коэффициенты фильтрации и распределения в суглинках. Полученные данные, а именно размах и 50% наиболее частотных реализаций (25-75 перцентили), показали изменение границ концентрации  $^{14}\text{C}$  по изолинии 15000 Бк/м<sup>3</sup> в пределах 1 км вдоль его распространения (Рис.3).

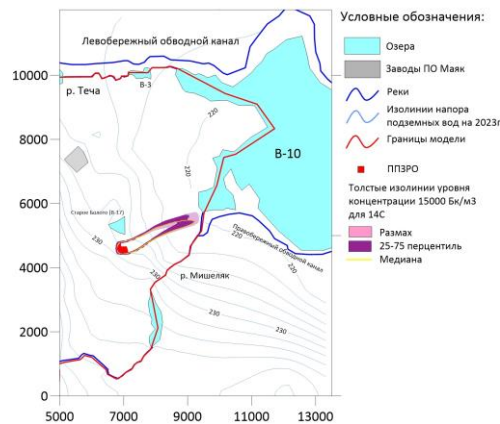


Рис.3. Толстые изолинии для уровня концентрации  $^{14}\text{C}$ .

Данный пример показывает, как использование толстых изолиний может помочь в интерпретации результатов анализа неопределенностей в практическом ключе и последующем подкреплении ими выводов о долговременной безопасности. Практическая сложность (в частности, их внедрения в интерфейс кода MOUSE) заключается в отсутствии универсальных параметров их построения. Причина – в виде самих изолиний, которые для каждой задачи уникальны и специфичны: расположения в ансамбле, непрерывности, замкнутости, пересечения и т.д. Поэтому необходим детальный анализ множества получаемых ансамблей по нескольким изолиниям и выбор репрезентативной визуализации для каждой задачи.

## Литература

1. Svitelman V. et al. MOUSE software package: challenges and experience of fitting uncertainty management into long-term safety assessment puzzle //Nuclear Engineering and Technology. – 2025. – Т. 57. – №. 10. – С. 103721.
2. Chaves-de-Plaza N. F. et al. Depth for Multi-Modal Contour Ensembles //Computer Graphics Forum. – 2024. – Т. 43. – №. 3. – С. e15083.
3. Whitaker R. T., Mirzargar M., Kirby R. M. Contour boxplots: A method for characterizing uncertainty in feature sets from simulation ensembles //IEEE Transactions on Visualization and Computer Graphics. – 2013. – Т. 19. – №. 12. – С. 2713-2722.

# Применение моделей атмосферной дисперсии для решения задач обоснования безопасности судов с ЯЭУ на участке СМП

*Коняев П.А., м.н.с ИБРАЭ РАН*

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: [konyayev@ibrae.ac.ru](mailto:konyayev@ibrae.ac.ru)

Активное развитие инфраструктуры Северного Морского Пути (СМП) и увеличение числа судов с ядерными энергетическими установками (ЯЭУ) выдвигает на первый план задачи обеспечения радиационной безопасности населения и персонала на арктическом побережье, в том числе и в случае потенциальных радиационных авариях. Важной мерой обеспечения безопасности является установка в окрестностях объектов использования атомной энергетики (ОИАЭ) автоматизированных систем контроля радиационной обстановки (далее АСКРО), которые предназначены для информационно-аналитической поддержки принятия управленческих решений, направленных на обеспечение радиационной безопасности населения и окружающей среды в случае аварии на ОИАЭ[1].

Применительно к отраслевой АСКРО Госкорпорации «Росатом», такие системы размещаются в санитарно-защитных зонах и зонах наблюдения (далее СЗЗ и ЗН) ОИАЭ, т.е в районах расположения **стационарных** объектов [1]. Кроме ОАСКРО подобные задачи решают территориальные АСКРО, например Архангельской области и посты Росгидромета, например ФГБУ «Северное УГМС» для той же Архангельской области. Необходимо отметить, что с развитием СМП, стала актуальной задача повышения эффективности системы аварийного реагирования применительно к судам с ЯЭУ. На участке СМП в Архангельской области проживает более 700 тыс.чел. в более чем в 250 населенных пунктах [2]. Северные регионы характеризуется неравномерностью заселения, например только в Архангельске, Северодвинске и Новодвинске проживает более 650 тыс.чел. На рисунке 1 а) представлена рассматриваемая область с населенными пунктами и существующей системой, при этом часть населенных пунктов оказывается вне уверенного контроля существующей системы. В этой связи актуальной является задача определить необходимость расширения действующей сети радиационного мониторинга и оценить количество и места установки дополнительных постов АСКРО.

Таким образом, цель данной работы - на основе математического моделирования оценить эффективность существующей системы радиационного контроля в регионе и, если необходимо, провести расчет количество и места расположения дополнительных постов АСКРО для увеличения эффективности системы для всего рассматриваемого региона.

Существует множество методов размещения систем радиационного контроля в районе ОИАЭ, но особенно активно, на сегодняшний день, развиваются методы расстановки постов радиационного контроля на основе расчетов модели атмосферного рассеяния [3]. Модели атмосферного рассеяния позволяют оценить эффективность существующих систем, методом статистического анализа возможных траекторий распространения облака и отклика отдельных постов в системе. В основе таких методов лежит анализ учета климатической неопределенности, реализуемый путем статистической обработки результатов расчетов модели атмосферной дисперсии по возможным реализациям метеорологических условий. В этой работе используется метод, основанный на построении пространственных огибающих по возможным траекториям распространения облака, где оценивается не доза, а вероятность превышения пороговых значений дозы и мощности дозы с использованием нестационарной модели атмосферного переноса. Основой этой модели является размещение датчиков только для тех населенных пунктов, где прогнозируется превышение дозы от возможного источника выброса. Это реализуется путем моделирования совместного превышения дозы в населенном пункте и превышения уставки мощности дозы в любой точке пролета облака.

Для моделирования прогнозируемой дозы и мощности дозы используется аттестуемый код атмосферного переноса RELTRAN-v2 с улучшенной схемой многовариантных расчетов, позволяющей оптимизировать большое количество расчетов. Данная переносная модель предназначена для оценки радиационной обстановки при выбросах радиоактивных веществ в аэрозольной и/или газовой форме на АЭС и других объектах использования атомной энергии. Данная модель атмосферного переноса прошла валидацию на широком диапазоне различных метеорологических условий, в том числе характерных для рассматриваемой области. Кроме того, в коде реализована схема поддержки трехмерных метеорологических данных, позволяющих моделировать даже сложные реализации метеорологических условий с учетом различных моделей турбулентности.

Исходными метеорологическими данными служили данные метеонаблюдений за 2025 год в районе Архангельской области со скважность 3 часа с 11 метеорологических постов. В качестве данных источника используется гипотетическая траектория судна с ЯЭУ. На рисунке 1 а) приставлена рассматриваемая траектория судна и локация метеорологических постов.

Таким образом, кодом RELTRAN-v2 рассчитывались все возможные реализации выхода источника в атмосферу по всей траектории движения судна. Результатом таких расчетов является карты реализаций прогнозируемой дозы и карты вероятности превышения мощности дозы. На рисунке 1 б) представлена результирующая огибающая 95 перцентиля для прогнозируемой эффективной дозы на взрослое население. Нелинейное распределение, обусловлено рельефом местности и особенностями переноса примесей над водной поверхности из-за бризовой составляющей. Сопоставление полученных многовариантных реализаций источника с координатами существующих постов, выявило наличие значительных слепых зон, а итоговая эффективность системы в регионе составляет 50%. Используя метод оптимизации на основе многовариантных расчетов атмосферного переноса было получено, что для обеспечения безопасности в регионе выше 95% необходимо добавить еще 15 датчиков в систему, их место расположение представлено на рисунке 1 в).

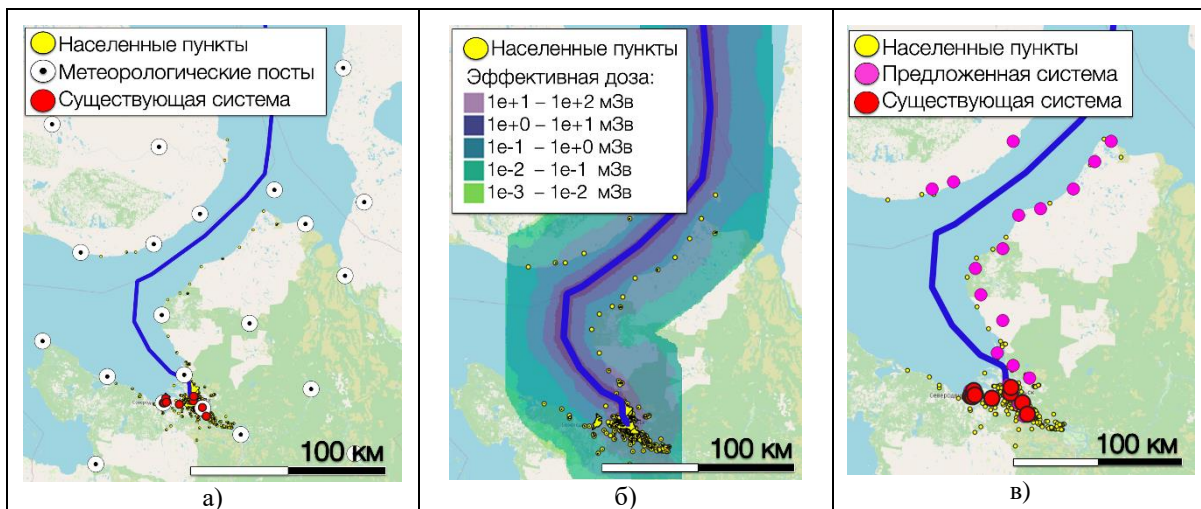


Рисунок 1 – Рассматриваемая область с отмеченными НП, метеорологическими постами, существующей АСКРО и гипотетической траекторией судна а), результирующая огибающая 95 перцентиля распределения эффективной дозы на взрослых б) и место размещения существующей АСКРО и дополнительно предложенных постов АСКРО в)

В работе представлено применение модели атмосферного рассеяния негауссового типа для решения задач размещения АСКРО. Ее использование позволяет учесть сложный характер местности и присущие ей атмосферные течения. Для движущихся объектов учет траектории движения также является важным фактором, который совместно с изменением положения объекта относительно рельефа местности приводит к большему набору комбинаций метеорологических условий и траекторий распространения облака выброса. На основе проведенных расчетов атмосферной дисперсии было подсчитано, что эффективность текущей системы составляет 50% при 10 существующих постах АСКРО в регионе. Так же методом оптимизации, с учетом уже существующей системы, предположена дополнительная конфигурация датчиков АСКРО. Дополнительные 15 постов АСКРО, повышают эффективность системы до 95% и позволяющая обеспечить раннее обнаружение аварийного выброса для 263 населенных пунктов, не охваченных существующей системой.

## Литература

4. Положение об отраслевой автоматизированной системе контроля радиационной обстановки Госкорпорации «Росатом» (утверждено приказом ГК «Росатом» от 08.12.2022 г. № 1/1642-П).
5. Населенные пункты России: численность населения и географические координаты. Отв. В.К. Копыток, А.Е. Румянцева. Электронный ресурс: Инфраструктура научно-исследовательских данных, АНО «ЦПУР»
6. Размещение постов автоматизированной системы контроля радиационной обстановки вокруг атомных станций, АО «Концерн Росэнергоатом». Методика МТ 1.1.4.02.999.1720-2020

# Изменение строения и свойств глинистых материалов при нагреве от 23 до 80 °С

*Кутхуджина А.Д.<sup>1,2</sup>, Ермолинский А.Б.<sup>1</sup>, Чернов М.С.<sup>1</sup>, Крупская В.В.<sup>1,2</sup>*

<sup>1</sup>Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова

<sup>2</sup>Институт геологии рудных месторождений, петрографии, минералогии и геохимии РАН

тел: 8 (909) 157-95-53, эл.почта: kuthudzhinaad@my.msu.ru

Бентонитовые глины благодаря широкому спектру свойств рассматриваются в качестве перспективного материала для создания инженерных барьеров безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов. При создании барьеров важным аспектом является исследование свойств материалов в модельных условиях захоронения, в том числе при повышенных температурах. Особенности изменения прочностных свойств глин при нагреве во многом определяются параметрами двойного электрического слоя, которые сильно зависят от минерального состава. Так, глины на основе каолинита и смектита имеют различные удельную площади поверхности, сорбционную способность, различный заряд поверхности частиц и, как следствие, различную толщину двойного электрического слоя, что оказывает влияние на показатели функциональных свойств, необходимых для обеспечения безопасности захоронений радиоактивных отходов. В связи с тем, что каолины и бентониты обладают наиболее контрастными свойствами из всех глинистых материалов, они были выбраны для изучения влияния повышения температуры на изменения строения и прочностных свойств.

В работе изучались природные порошковые образцы каолина (Просьяновское месторождение марки П-2) и бентониты (месторождение 10-й Хутор) и модельные грунты, приготовленные из данных каолина (МК) и бентонита (МБ). Образцы водонасыщались до 41% весовой влажности для МК и 64% – МБ. Выбор значений влажности образцов определялся достижением состояния полного водонасыщения и получением одинаковых начальных (при 20 °С) консистенций. Испытания проводились как при комнатной температуре (23°С) так и при повышенной с температуре (80 °С), моделируя ожидаемый температурный режим захоронения. Строение образцов на различном масштабном уровне исследовалось с помощью растровой электронной микроскопии (РЭМ) и компьютерной томографии (КТ). Прочностные свойства изучались методом одноплоскостного среза при неконсолидированном недреннированном режиме испытания. Количественный анализ микроморфологических характеристик порового пространства образцов МК и МБ, подготовленных при различных температурах, выполнялся с помощью ПО “STIMAN”. Деформационные свойства изучались методом компрессионного сжатия.

В результате проведенных исследований было выявлено, что под воздействием повышенных температур наблюдается рост агрегированности, что приводит к увеличению неоднородности строения и уменьшению показателей прочностных свойств. Воздействие повышенных температур сказывается схожим образом как на исходных, так и на уплотненных образцах. Происходит увеличение размеров микроагрегатов и агрегатов, межмикроагрегатных и межагрегатных пор. В соответствии с результатами количественного анализа РЭМ-изображений в условиях повышенных температур было выявлено увеличение вклада пор 1-100 мкм при уменьшении вклада более мелких пор в общее распределение, что количественно иллюстрирует увеличение агрегированности в результате температурного воздействия. Обнаруженный характер изменения микростроения, связанный с увеличением структурной неоднородности, обусловлен термическим изменением структуры двойного электрического слоя. Тепловое воздействие провоцирует увеличение подвижности молекул, рост кинетической энергии связанной воды, из-за чего снижается ее вязкость и по своим свойствам она становится близка к свободной воде. На рисунке 1 представлены результаты изучения прочностных свойств, в соответствие с которыми было выявлено, что образец бентонита как при 23°С, так и при 80 °С характеризуется большим сопротивлением недреннированному сдвигу по сравнению с образцом каолина. Полученные в ходе исследований результаты могут быть использованы при рассмотрении вопроса обеспечения безопасности функционирования пунктов захоронения радиоактивных отходов.

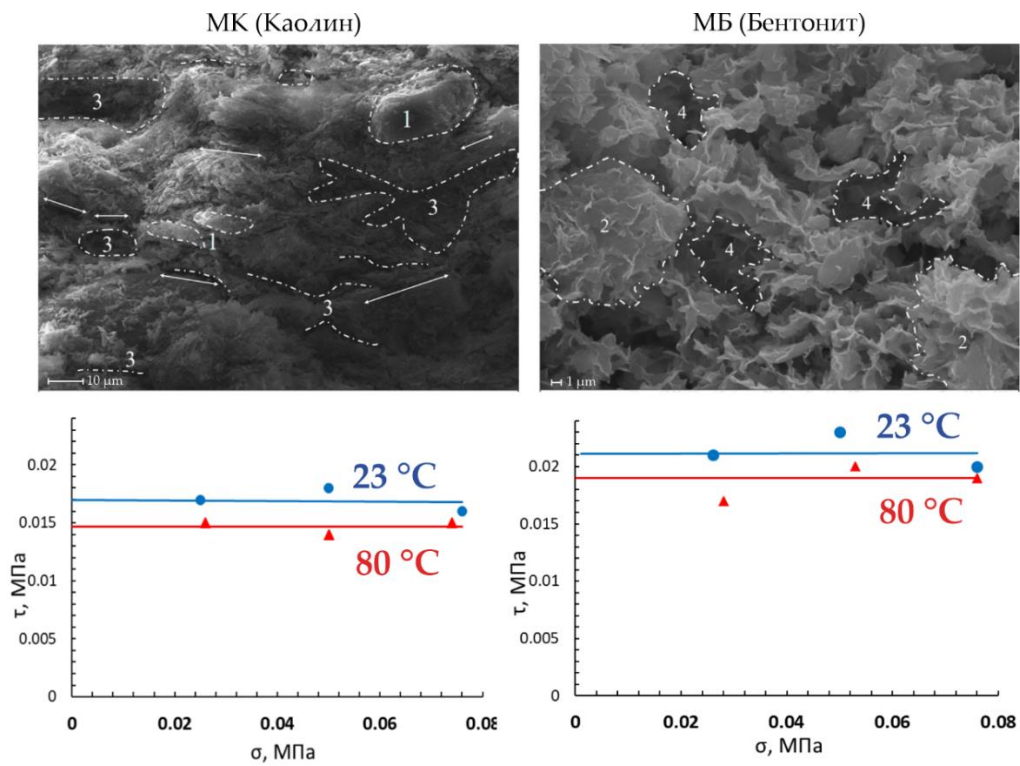


Рисунок. 1 Диаграммы сопротивления сдвигу и микростроение образцов после испытаний на одноплоскостной срез: 1 – агрегаты; 2 – микроагрегаты; 3 – межагрегатные поры; 4 – межмикроагрегатные поры

# Описание экспериментов по самодиффузии и декомпозиции мононитрида урана с помощью атомистической модели

Лобашев Е.А., Антропов А.С.

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

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

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

Поскольку нитридное топливо на данный момент исследовано гораздо меньше, чем оксидное [1], для него необходимо построить некоторые теоретические модели, в том числе на атомистическом масштабе. На данном этапе мы ставим перед собой цель описать поведение точечных дефектов в чистом мононитриде урана, не опирающуюся на экспериментальные данные, чтобы в дальнейшем её можно было обобщить на СЗУП-топливо с различной долей плутония.

В число немногих величин, измеренных для нитрида урана экспериментально, входят коэффициенты самодиффузии урана и азота, зависимость температуры декомпозиции от давления газообразного азота и стехиометрический состав в условиях декомпозиции. Все эти величины напрямую связаны со свободными энергиями образования и миграции точечных дефектов, а значит, их можно рассматривать как хорошую валидацию для атомистических методов.

Существует две попытки описать все перечисленные выше эксперименты. В более ранней работе [2] используются довольно грубые модели, а также есть подгоночные параметры с неясным физическим смыслом, из-за которых модель нельзя обобщить на СЗУП-топливо. В более новой работе [3] используется слишком упрощённая модель межатомного взаимодействия [4], а также содержатся методические неточности, в результате чего согласие с некоторыми экспериментами оказывается неудовлетворительным.

В данной работе предлагается исправленная модель, которая позволяет, зная свободные энергии образования и миграции точечных дефектов, рассчитать коэффициенты самодиффузии, а также перевести зависимость температуры декомпозиции от давления азота в координаты температура-состав.

Для расчёта свободных энергий точечных дефектов использовался машинно-обученный межатомный потенциал SNAP, разработанный в нашей лаборатории. При обучении этого потенциала основное внимание уделялось, во-первых, энергиям образования и миграции точечных дефектов, в том числе при конечной температуре, а во-вторых, температуре конгруэнтного плавления. Можно надеяться, что именно такой потенциал окажется наиболее эффективным для одновременного описания самодиффузии и декомпозиции.

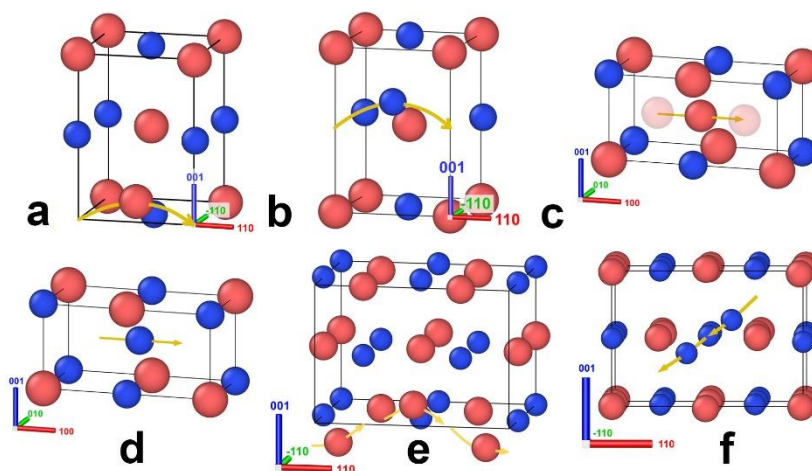


Рисунок 1. Пути миграции дефектов, рассмотренные при обучении межатомного потенциала SNAP

Расчёт температурной зависимости энергий образования проводился с помощью гармонического метода. Также было оценено влияние ангармонических эффектов с помощью термодинамического интегрирования по температуре [5]. Согласно нашей оценке, ангармонические эффекты оказывают

менее значительный вклад в погрешность, чем точность первопринципных расчётов.

Было замечено, что рассчитанная энергия изолированного атома существенно влияет на энергии образования дефектов, и поэтому ей было уделено отдельное внимание. Оказалось, что учёт конечно-температурных эффектов при расчёте энергии изолированного атома (конечно-температурная DFT) позволяет значительно улучшить согласие с экспериментом.

Коэффициенты диффузии точечных дефектов при высокой температуре были рассчитаны с помощью молекулярно-динамического расчёта системы с дефектом при конечной температуре.

Полученные результаты удовлетворительно согласуются со всеми экспериментами по самодиффузии и декомпозиции, при том что методы их получения более обоснованы, чем в существующих моделях. На Рисунке 2 для примера показаны результаты расчёта границы стабильности. Видно, что наши данные впервые позволили описать эксперимент [6].

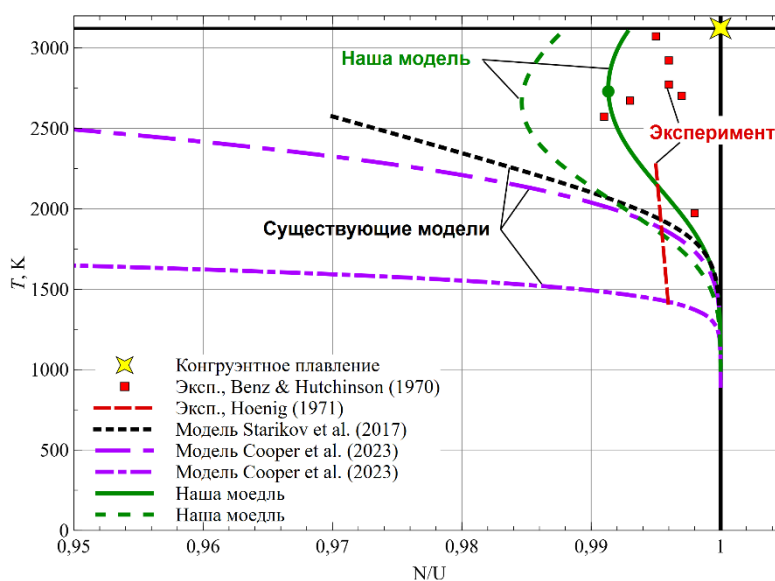


Рисунок 2. Кривая декомпозиции нитрида урана на фазовой диаграмме температура-состав. Сравнение нашей модели с существующими [2, 3], а также с экспериментом [6]

## Литература

1. Blank H. Nonoxide ceramic nuclear fuels //Materials Science and Technology. – Weinheim: Wiley-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, 2006.
2. Starikov S. et al. Multiscale modeling of uranium mononitride: point defects diffusion, self-diffusion, phase composition //Defect and Diffusion Forum. 2017. – V. 375. – P. 101-113.
3. Cooper M.W.D. et al. Simulations of self-and Xe diffusivity in uranium mononitride including chemistry and irradiation effects //Journal of Nuclear Materials. 2023. – V. 587: 154685.
4. Kocovski V. et al. Development and application of a uranium mononitride (UN) potential: Thermomechanical properties and Xe diffusion //Journal of Nuclear Materials. 2022. – V. 562: 153553.
5. Cheng B., Ceriotti M. Computing the absolute Gibbs free energy in atomistic simulations: Applications to defects in solids //Physical Review B. 2018. – V. 97(5): 054102.
6. Benz R., Hutchinson W.B. U+N<sub>2</sub> reaction layer growths //Journal of Nuclear Materials. – 1970. – V. 36(2) – P. 135-146.

# Оценки структуры и физико-механических свойств гнейсов Енисейского участка при термических воздействиях

*Мухтарулина Г.Р., магистрант 2 года СФУ*

*Научный руководитель: к.т.н., д-р. КФ ИБРАЭ РАН Озерский Д.А*

тел.: 89024532928, эл. почта: 89024532928@mail.ru

Архейские гнейсы участка «Енисейский» рассматриваются как естественный барьер безопасности, а также как вмещающая порода для строительства подземного сооружения ПИЛ. Цель работы - количественная оценка их структуры и физико-механических свойств при термическом воздействии до 800 °С для возможностей оценок устойчивости породного массива к воздействиям пожаров, взрывов или других ситуаций, связанных с пиковыми повышениями температуры.

В данной работе применена рейтинговая система RMR, разработанная З. Бенявским [1], в сочетании с индексом GSI по Хоек-Брауну [2]. Расчёт RMR был выполнен на основании данных, полученных в ходе лабораторных испытаний, а также материалов геологического изучения участка «Енисейский».

В рамках исследования были изучены образцы керн из изыскательских скважин в интервале глубин 300-500 м, которые подвергались термическому воздействию в диапазоне 0-800 °С. Для анализа выбраны три репрезентативные температурные подгруппы, соответствующие характерным этапам изменения прочностных свойств: 0-400 °С (начальное состояние и сохранение прочности), 500-600 °С (интервал аномального упрочнения) и 700-800 °С (интервал снижения прочности). Каждый образец прошёл комплексный визуальный осмотр с последующим присвоением баллов по каждому из шести параметров целостности породы, что позволило рассчитать три значения RMR, отражающих эволюцию качества массива при нагреве.

Для интервала 0-400 °С средняя прочность на одноосное сжатие составила 113,1 МПа, что соответствует 12 баллам по  $J_{a1}$ . Качество керн, оценённое по индексу RQD, составило 90-100 % , так как все образцы целые, без макротрещин, что классифицируется как «отличное» и даёт 20 баллов по  $J_{a2}$ . Естественные трещины в этом интервале отсутствуют, керн – плотный, слабо трещиноватый, с размером отдельностей  $\approx 2$  м, что соответствует категории «значительное» и оценивается как 15 баллов по  $J_{a3}$ . Для определения параметра  $J_{a4}$  проводился визуальный осмотр образцов № 27 и № 48 (рис. 1, а). Установлено, что образцы представляют собой цилиндрические фрагменты гнейса серо-светло-серого цвета с мелкозернистой структурой и слабой полосчатостью. На их боковой поверхности присутствует одна продольная трещина, проходящая от торца до торца. Судя по резко выраженному шероховатому рельефу и идентичному цвету материала по обе стороны трещины, она является искусственной, возникшей при распиловке керн. Края трещины острые, без признаков выветрелости или химических изменений; заполнитель отсутствует или представлен лишь единичными микроскопическими включениями карбоната. Остальная поверхность керн – гладкая, без других дефектов, что свидетельствует о целостности исходного массива. Согласно методике RMR, искусственные трещины не учитываются при оценке  $J_{a4}$ , а оценивается только естественное состояние массива. Учитывая отсутствие естественных трещин, максимальную шероховатость, полное отсутствие выветрелости и заполнителя, для данного интервала обосновано присвоение 30 баллов по  $J_{a4}$ .

Для интервала 500-600 °С средняя прочность достигла максимума – 310,5 МПа. В соответствии с методикой для прочности >250 МПа присваивается максимальное значение – 15 баллов по  $J_{a1}$ . RQD сохранился на уровне 90-95 %, визуальный осмотр показал отсутствие макротрещин, что сохраняет категорию «отличное» и 20 баллов по  $J_{a2}$ . Микротрещины присутствуют, но не видны, расстояние между трещинами оценивается как 0,6-2 м («значительное»), что даёт 15 баллов по  $J_{a3}$ . Для определения параметра  $J_{a4}$  рассматривались образцы № 15 и № 61 (рис. 1, б), которые максимально прочны (310,5 МПа). Предполагается, что в этом диапазоне температур активируются процессы спекания и рекристаллизации, упрочняющие структуру породы. На основании данных по аналогии с другими образцами и с учётом стабильности RQD (>90 %) можно предположить, что естественные трещины сохраняют высокую шероховатость, выветрелость отсутствует, а при нагреве до 600 °С в породах наблюдается термическое уплотнение: зёрна сближаются, микротрещины частично закрываются, что повышает целостность. Но поскольку трещины не исчезают полностью, а лишь становятся более сомкнутыми, для этой группы присвоено значение  $J_{a4} = 28$  баллов.

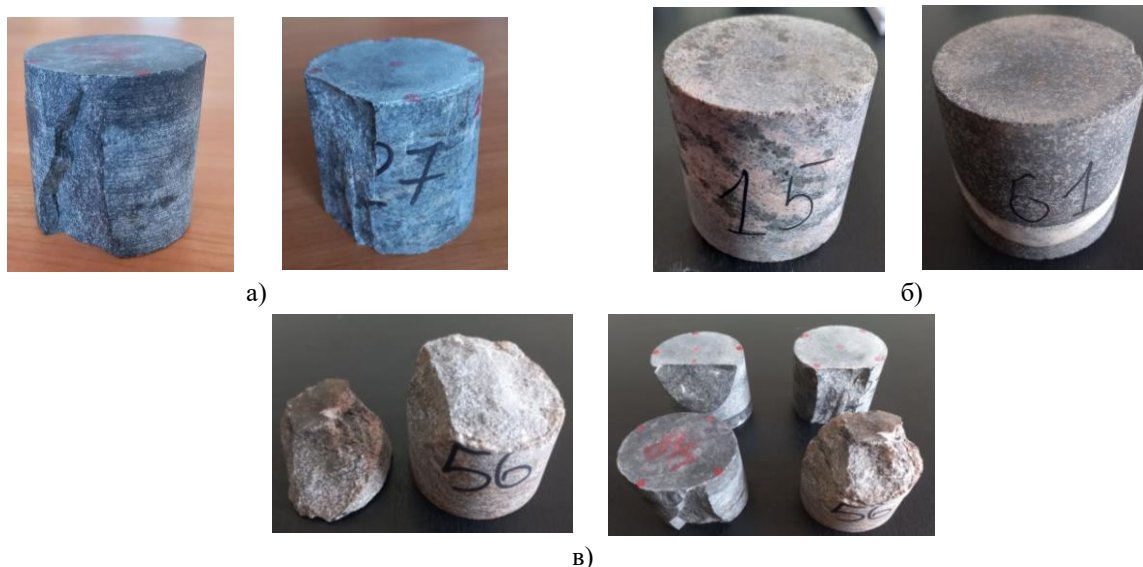


Рисунок 1 – Образцы керна архейских гнейсов: а) № 48 и № 27; б) № 15 и № 61; в) № 56

Для интервала 700-800 °С средняя прочность снизилась до 153 МПа, что даёт 12 баллов по  $J_{a1}$ . Анализ 8 образцов показал, что трещины появились в одном случае, что привело к снижению RQD до ~80 %. Это соответствует категории «хорошее» и оценивается как 17 баллов по  $J_{a2}$ . Модуль трещиноватости увеличился, по нашему мнению, с 1 тр/м до 2 тр/м, что означает среднее расстояние между трещинами увеличилось до ~0,5 м, т.е. категория «среднее» - 10 баллов по  $J_{a3}$ . Параметр  $J_{a4}$  определялся с помощью образца № 56 (рис. 1, в), который представляет собой цилиндр гнейса коричневатого-серого цвета с выраженным пятнистым оттенком, что резко отличает его от других исследуемых кернов, сохраняющих серо-светло-серую окраску. Такой эффект выцветания поверхности связан с глубокими структурными и фазовыми превращениями минерального комплекса, включая дегидратацию гидроксидов железа и термическое разложение карбонатных компонентов. Поверхность появившейся трещины рельефная и абсолютно шероховатая, однако в зоне трещины зафиксировано локальное «вываливание» части керна, что указывает на повышенное раскрытие и начальную стадию деструкции. Несмотря на отсутствие выветрелости и заполнителя, наличие повреждения и изменение цвета (как следствие фазовых превращений), снижает оценку качества поверхности трещин по сравнению с исходным состоянием. С учётом этого, присвоено значение  $J_{a4} = 27$  баллов.

Для всех трех температурных интервалов условия обводненности массива полностью сухие, так как целевой интервал (450-525 м) характеризуется как водонепроницаемая зона, что соответствует 15 баллам по показателю  $J_{a5}$ . Ориентация трещин также остаётся неизменной. Преобладающие системы трещин имеют пологое (10-30°) и крутое (60-80°) падение относительно оси будущих горизонтальных выработок, что оценивается как «относительно благоприятная» и оценивается как -5 баллов по  $J_{a6}$ .

Суммарный рейтинг RMR, а также индекс геологической прочности (GSI) по корреляции Хоэка-Брауна представлен в таблице 1. Таким образом, архейские гнейсы сохраняют высокую устойчивость даже при 800 °С ( $GSI = 71$ ), а при 600 °С достигают максимального качества массива ( $GSI = 83$ ).

Таблица 1 – Расчётные значения рейтинга RMR и индекса GSI

Температурный интервал, °С	RMR (расчет)	RMR (итог)	$GSI = RMR - 5$
0-400	12 + 20 + 15 + 30 + 15 - 5	87	82
500-600	15 + 20 + 15 + 28 + 15 - 5	88	83
700-800	12 + 17 + 10 + 27 + 15 - 5	76	71

## Литература

1. Методология и прикладные задачи геомеханики, аэрогазотермодинамики и направления их развития / Министерство науки и высшего образования Российской Федерации ; Санкт-Петербургский горный университет ; составитель А. Г. Протосеня. – Санкт-Петербург. – 22 с.
2. Hoek E. The Hoek-Brown failure criterion and GSI – 2018 edition / E. Hoek, E. T. Brown // Journal of Rock Mechanics and Geotechnical Engineering. – 2019. – Vol. 11, № 3. – P. 445–463.

3. Озерский, Д. А. Анализ прочностных характеристик горной породы для обоснования безопасности строительства подземных сооружений ПИЛ / Д. А. Озерский, А.И. Орлова // Радиоактивные отходы. – 2023. – № 1 (22). – С. 70–76.

# Подготовка библиотек мало групповых констант для ЕВКЛИД/V1 с использованием ячеечных расчетов MCU-FR и оценка их применимости для расчетов быстрых реакторов

Наталенко В.А., инженер ИБРАЭ РАН,

Научный руководитель: гл. специалист по н.-ф. расчетам ИБРАЭ РАН Попанов В.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 276-20-00 (доб. 62-07), эл. почта: natalenko@ibrae.ac.ru

При расчете характеристик активных зон быстрых реакторов детерминистскими диффузионными кодами особого внимания требует качество подготовки многогрупповых констант. Недостаточный учет пространственно-энергетических эффектов на этапе гомогенизации сечений приводит к накоплению существенных погрешностей. Эффективным решением являются гибридные методики: прецизионный расчет ячейки методом Монте-Карло обеспечивает детальные спектры, а инженерный код CONSYST-RF на их основе формирует многогрупповые константы для последующего диффузионного расчета. Данный подход позволяет корректно учитывать эффекты пространственной гетерогенности, что особенно актуально для динамических интегральных расчетов [1].

Математически процедура получения групповых констант формализуется через операцию усреднения микроскопических сечений по энергетической группе  $g$  и пространственной области  $V$ . Для микроскопического сечения реакции типа  $x$  соответствующая групповая константа определяется как:

$$\sigma_{x,g} = \frac{\int_{E_{g-1}}^{E_g} \int_V \sigma_x(E) \phi(\mathbf{r}, E) d\mathbf{r} dE}{\int_{E_{g-1}}^{E_g} \int_V \phi(\mathbf{r}, E) d\mathbf{r} dE}, \quad (1)$$

где  $\phi(\mathbf{r}, E)$  – нейтронный спектр в точке  $\mathbf{r}$  с энергией  $E$ ,  $E_{g-1}$  и  $E_g$  – границы энергетической группы  $g$ .

В реализованной гибридной схеме весовые спектры получены из гетерогенного расчёта ячейки быстрого реактора в 299-групповом разбиении БНАБ-РФ. При этом моделирование гетерогенной ячейки проводилось как с граничными условиями полного отражения (бесконечная решётка), так и с подбором утечки (баклинга) с целью перехода в критичное состояние сборки. Анализ влияния граничных условий на форму спектра (Рисунок 1) показывает, что моделирование утечки путем поиска критического баклинга приводит к ужесточению спектра в топливной ячейке относительно модели с условиями идеального отражения.

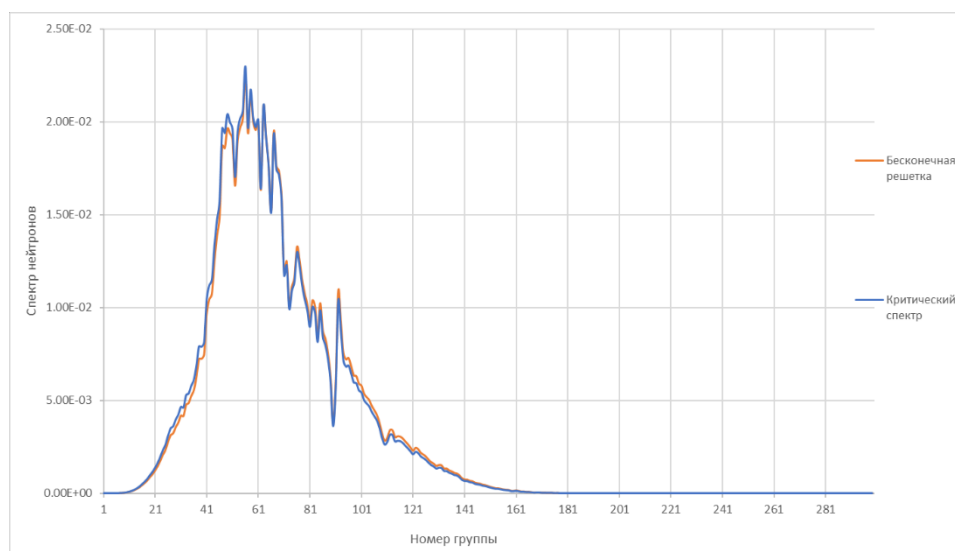


Рисунок 1. Относительные отклонения спектров при различных граничных условиях

В значимых энергетических диапазонах расхождение групповых потоков достигает 10%. Тем не

менее, учет утечки нейтронов в ячеечном расчете слабо влияет на пространственное распределение энерговыделения в реакторном расчете: перераспределение мощности оказывается незначительным.

Помимо спектрального фактора, точность групповых констант определяется корректным описанием резонансной самоблокировки. Эффективные микросечения вычисляются через факторы Бондаренко, определяющим параметром для которых выступает эффективное сечение разбавления  $\hat{\sigma}_{0,i}$ . Согласно теории эквивалентности, для гетерогенной среды оно записывается в виде [2]:

$$\hat{\sigma}_{0,i} = \frac{1}{N_i} \left( \sum_{j \neq i} N_j \sigma_{p,j} + \Sigma_{\text{esc}} \right), \quad (2)$$

где  $N_i$  – ядерная концентрация  $i$ -го нуклида,  $\sigma_{p,j}$  – сечение потенциального рассеяния, а  $\Sigma_{\text{esc}}$  – макроскопическое сечение увода.

В CONSYST-RF сечение увода имитируется изотопом – дельта-рассеивателем. Его оптимальная концентрация  $N_{D,sc}$  подбирается итерационно — как в расчетах тепловых реакторов — для совпадения интегральных скоростей реакций с методом Монте-Карло [3]. Дополнительно исследовано влияние различных схем формирования зон блокировки для корректного учета экранирования резонансов.

В работе протестированы различные стратегии подготовки констант, различающиеся типом зон блокировки (гомогенные H1–H3 и гетерогенные G1–G4), используемым спектром усреднения и подходом к расчету  $\Sigma_{\text{esc}}$ . Отклонение для ключевого резонансного нуклида  $U^{238}$  и интегральное отклонение по всем топливным нуклидам в топливной ячейке реактора БР-1200 представлено на рисунке 2.

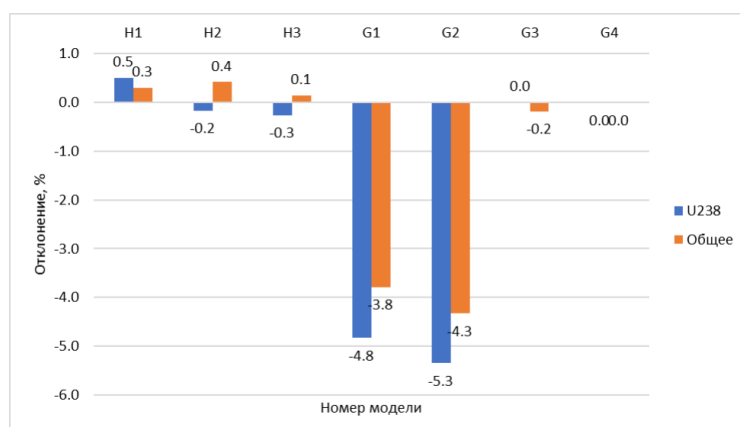


Рисунок 2. Отклонение скоростей реакции захвата в топливной ячейке от расчета Монте-Карло

Результаты подтверждают, что использование гетерогенных моделей без введения поправок на резонансную самоблокировку приводит к увеличению отклонений скоростей реакций захвата и деления. Наилучшее согласие с референсным расчетом демонстрирует модель G4, сочетающая индивидуальные зоны блокировки, гетерогенный спектр и оптимально подобранную величину  $N_{D,sc}$ .

## Литература

1. Создание библиотеки нейтронных сечений с помощью кода на основе метода Монте-Карло / Х. А. Танаш, В. Г. Зимин, А. А. Семенов [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2024. – № 1.
2. Мантуров, Г. Н. Методическое – константное и программное обеспечение нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов и оценки погрешностей расчетных предсказаний: диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук: 05.14.03 / Мантуров Геннадий Николаевич; Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского. – Обнинск, 2017.
3. Варфоломеева, В. А. Результаты апробации программы MNT-CUDA на тепловых и быстрых системах с библиотекой БНАБ-РФ / В. А. Варфоломеева, И. Е. Иванов, О. Н. Андрианова [и др.] // Ядерно-реакторные константы. — 2025. — Вып. 2. — С. 42–52. — EDN DOLPLS.

# Трансформация вещества в образцах архейских гнейсов Енисейского участка при термическом воздействии

Орлова А.И., эколог АО «Красноярскгеология»

Научный руководитель: к.т.н., директор Красноярского филиала ИБРАЭ РАН Озерский Д.А.

Акционерное общество «Красноярская горно-геологическая компания»

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (913) 516-51-11, эл. почта: oai@krasgeo.ru

С целью обоснования безопасности финальной изоляции высокоактивных и долгоживущих радиоактивных отходов (РАО) на начальном этапе предусмотрено строительство подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ) в недрах Енисейского участка.

При локализации ПИЛ на целевом интервале глубин 450-525 метров в породном массиве, сложенном архейскими гнейсами, не исключается появление риска теплового воздействия, связанного с аварийными ситуациями (пожарами). В связи с этим возникает необходимость изучения поведения гнейса в условиях высокотемпературного нагрева, который способен влиять на процессы дегидратации, фазовые переходы и трещинообразование. Экспериментальная оценка изменения физико-механических свойств горной породы под воздействием открытого пламени или нагрева до критических температур позволит определить предельные термические нагрузки, при которых сохраняется барьерная функция горного массива, а также прогнозировать устойчивость выработок с целью обоснования долговременной безопасности объекта.

Материалом для анализа в данной статье послужили результаты исследований ФГБОУ ВО Сибирской пожарно-спасательной академии ГПС МЧС России, выполненные совместно с красноярским филиалом ИБРАЭ РАН [1]. Методика исследований заключалась в нагреве образцов гнейсов в интервале температур от 100 до 800 °С с шагом 100-200 °С и последующим проведением испытаний на одноосное сжатие при помощи гидравлического пресса для определения прочности.

Для корректной интерпретации результатов исследований прочности образцов гнейса после термического воздействия необходимо учитывать минеральный состав и распределение минералов в объеме породы. Гнейс является полиминеральной горной породой, в состав которой преимущественно входят кварц, альбит, биотит, мусковит, микроклин, кальцит, анортит и др.

Согласно результатам исследований [1] зависимости показателей максимальной нагрузки на образцы гнейса от температуры воздействия (рисунок 1) можно сделать следующие выводы. Экспериментальные данные показывают нелинейную зависимость предела прочности при сжатии  $\sigma_{сж}$  от температуры  $T$ . На начальном этапе нагрева образцов керна от 0 до 300 °С прочность породы неуклонно снижается. Причина этого падения происходит за счет испарения физически и химически связанной воды – кристаллизационной, цеолитной и конституционной, входящей в состав минералов гнейса (например, мусковит и др.) [2]. В исходном образце гнейса вода выполняла функции расклинивающего агента и граничной смазки в зонах контакта минеральных зерен. Потеря воды при данных температурах привела к нарушению целостности кристаллической решетки минералов, ослаблению сил сцепления структурных связей и увеличению хрупкости породы. Падение прочности продолжается до момента полной дегидратации образца.

Однако при температуре от 300 °С наблюдается обратный эффект в образцах горной породы: прочность начинает возрастать и достигает максимума в пределах нагрева до 500-600 °С. После испарения свободной воды активизируется процесс твердофазного спекания, ликвидируются внутренние упругие напряжения, что позволяет зернам минералов сформироваться в более плотную конфигурацию. В результате образцы породы временно упрочняются. При повышении температурного порога от 500 °С наблюдается обратная зависимость – увеличение температуры ведет к снижению исследуемой прочности.

В диапазоне температур 570-590 °С у кварца, входящего в состав гнейса, происходит смена фазового состояния (рисунок 2). Температура 573 °С является точкой превращения  $\alpha$ -кварца (низкотемпературная модификация) в  $\beta$ -кварц (высокотемпературная модификация) [3].

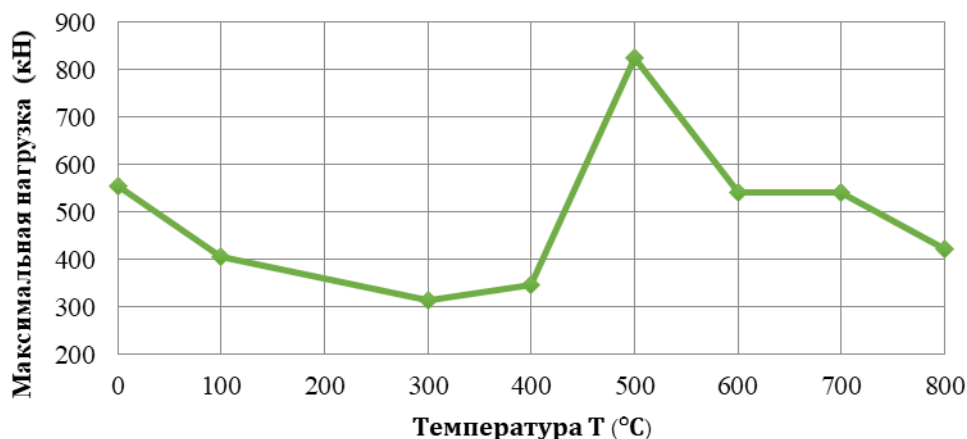


Рисунок 1 – Зависимость показателей максимальной нагрузки на образцы керна от температуры воздействия

Перестроение тригональной решетки в гексагональную, характерную для  $\alpha$ -кварца и  $\beta$ -кварца соответственно, приводит к минимальному увеличению в объеме, тем самым создавая внутренние напряжения [3]. Поскольку полевые шпаты не претерпевают фазового скачка, они не успевают компенсировать расширение кварца. В результате данного процесса возникает сеть микротрещин, что приводит к расслоению и раскалыванию образцов гнейса. Прочность начинает стремительно уменьшаться.

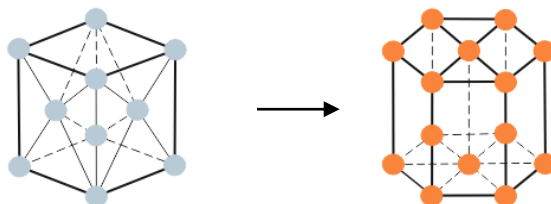


Рисунок 2 – Трансформация тригональной решетки  $\alpha$ -кварца в гексагональную решетку  $\beta$ -кварца

Интервал температур 570-590 °С, при котором происходит деструктивный фазовый переход, является критическим порогом эксплуатации массива горной породы из-за несовместимости объемов кристаллических решеток, что приводит к необратимой потере прочности гнейса. Превышение этого порога на локальных участках ПИЛ способно инициировать рост трещин в массиве.

В своей работе Г.А. Янченко [4] установил характер зависимости температурного коэффициента линейного расширения  $\beta$ -гнейса от температуры. До 500 °С коэффициент растет монотонно, а при приближении к  $T = 580$  °С (точке фазового перехода кварца) наблюдается его резкий скачок. Данный температурный порог полностью совпадает с результатами, полученными в ФГБОУ ВО Сибирской пожарно-спасательной академии ГПС МЧС России. Это свидетельствует о том, что исследуемый архейский гнейс демонстрирует термическое поведение типичное для данной разновидности метаморфических пород, и не имеет принципиальных отличий от гнейсов, изучаемых в других регионах. Следовательно, выявленные закономерности изменения прочностных и деформационных свойств являются одинаковыми для данной горной породы.

## Литература

1. Е.Ю. Трояк, И.Н. Пожаркова, Т.А. Литвинская. Микроскопический анализ и исследование цветовых характеристик керна скважин подземной исследовательской лаборатории при термическом воздействии // Современные проблемы гражданской защиты. 2025. №1 (54). С. 124-134.
2. В.М. Максимов, В.Д. Бабушкин, Н.Н. Веригин и др. Справочное руководство гидрогеолога. – Л.: Недра, 1979. – 512 с.
3. А.Г. Бетехтин. Курс минералогии: учебное пособие. – М.: КДУ, 2007. – 720 с.
4. Г.А. Янченко. Результаты исследования теплофизических свойств гнейса и амфиболита в температурных полях // Горный информационно-аналитический бюллетень. 2005. №6. Семинар №3. С. 111-114.

# Модель замораживающего клапана, реализованная в системном теплогидравлическом коде для расчётов ИЖСР

Петрова М.Н., младший научный сотрудник ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.т.н. зам. директора ИБРАЭ РАН Мосунова Н.А.

Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук (ИБРАЭ РАН)

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

Моделирование аварий в исследовательском жидкосолевом реакторе (ИЖСР), в которых предусмотрен слив соли в дренажные баки системы пассивного слива (СПСС), требует описания процессов в замораживающих клапанах, управляющих потоком жидкой соли на линиях слива. Время, необходимое для открытия клапана, является важным параметром пассивной системы безопасности. От его корректного расчёта напрямую зависит достоверность анализа безопасности ИЖСР в подобных режимах. Разработка и реализация специальной модели замораживающего клапана в системном теплогидравлическом коде HYDRA-IBRAE/MSL [1], предназначенном для проведения теплогидравлических расчётов реакторной установки ИЖСР в целях обоснования её безопасности, позволит проводить с его помощью расчёты режимов ИЖСР со сливом соли в СПСС.

При работе реактора на мощности клапаны на линиях слива закрыты, их основная функция в этот момент состоит в удержании соли в контуре за счет блокировки сечения солевой пробкой. В замороженном состоянии соль поддерживают вспомогательные средства охлаждения. При открытии клапана пробка расплавляется либо с помощью вспомогательных средств нагрева, либо за счёт остаточного энерговыделения в жидкой соли, контактирующей с пробкой.

На рисунке 1 представлена схема компоновки основных компонентов замораживающего клапана.

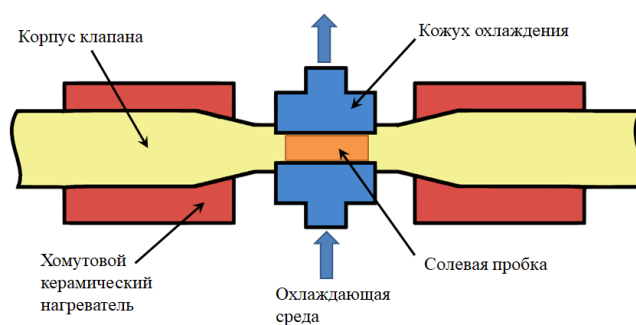


Рисунок 1. Схематическое изображение компоновки замораживающего клапана

В основе физико-математической модели замораживающего клапана лежат соотношения, описывающие процессы распространения тепла в двухфазной среде с подвижной границей раздела фаз. Движение границы обусловлено подводом или отводом тепла из системы. Классическая модель для описания таких процессов – задача Стефана.

Расчётная область делится на две зоны движущейся границей, в каждой из которых, если жидкая фаза неподвижна, действует стандартное уравнение теплопроводности (уравнение Фурье). Соответственно, распределение температуры  $T_f$  в жидкой фазе и температуры  $T_s$  в твёрдой фазе в одномерной постановке вдоль координаты  $x$  описывается следующими уравнениями для жидкой и твёрдой фазы:

$$\frac{\partial(\rho_k c_{p,k} T_k)}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial x} \left( k_k \cdot \frac{\partial T_k}{\partial x} \right), \quad (1)$$

где  $k$  – индекс, указывающий на отношение параметра к жидкой  $k = f$  или твёрдой  $k = s$  фазе,  $t$  – время,  $\rho_k$  – плотности фаз,  $c_{p,k}$  – удельные изобарные теплоёмкости,  $k_k$  – коэффициенты теплопроводности.

На границе фазового перехода должны выполняться два условия: условие фазового равновесия (температура обеих фаз на границе раздела с координатой  $S(t)$  равна температуре кристаллизации) и условие теплового баланса (условие Стефана – на границе раздела имеет место скачок теплового потока, обусловленный выделением скрытой теплоты фазового превращения  $L_m$ ):

$$k_s \cdot \frac{\partial T_s}{\partial x} \Big|_{x=S(t)} - k_f \cdot \frac{\partial T_f}{\partial x} \Big|_{x=S(t)} = \rho_s L_m \frac{dS(t)}{dt}. \quad (2)$$

Система уравнений (1) – (2) представляет собой постановку задачи Стефана в одномерном двухфазном приближении. Для замыкания этой системы уравнений на внешних границах расчётной области также должны быть заданы граничные условия первого, второго или третьего рода.

Решение задачи Стефана в модели замораживающего клапана осуществляется в цилиндрической системе координат в одномерном или квазидвумерном приближении. В зависимости от условий задачи движение границы раздела в клапане может быть или в осевом, или в радиальном направлении, что позволяет моделировать как динамику открытия (расплавление пробки с торцов нагретой солью), так и динамику закрытия (рост слоя замерзшей соли на стенке в результате работы систем охлаждения) клапана. В квазидвумерном приближении межфазная граница перемещается вдоль радиальной координаты, но при вычислении её скорости учитываются тепловые потоки как в радиальном, так и в осевом направлении. Такой подход позволяет учесть существенные двумерные эффекты теплопереноса при сохранении относительной простоты вычислительного алгоритма.

Модель замораживающего клапана для решения одномерной задачи с перемещением фазовой границы вдоль оси была верифицирована на аналитическом тесте [2]. Этот тест описывает плавление солевой пробки вследствие поддержания температуры расплава соли на границах с твердой солью выше температуры плавления, при сохранении со временем постоянных граничных условий: первого рода со стороны движения фронта плавления и адиабаты – с другой стороны. Ключевым верифицируемым параметром при сравнении с аналитическим решением выступает изменение положения границы раздела между расплавом и твердой солью во времени. Результаты сравнения показаны на рисунке 2, за 10 000 секунд расчета максимальное абсолютное отклонение не превысило 0,16 мм.

Проведённый сравнительный анализ продемонстрировал высокую степень соответствия численного решения аналитическому, что подтверждает адекватность и точность реализованной расчётной модели.

## Литература

1. Петрова М. Н. Разработка системного теплогидравлического кода HYDRA-IBRAE/MSL для моделирования жидкосолевых реакторов // XXIII научная школа молодых ученых ИБРАЭ РАН: Сборник тезисов, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук, 14–15 мая 2024 года. – Москва: Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук, 2024. – С. 61-63.
2. Alexiades V., Solomon A. D. Mathematical Modelling of Melting and Freezing Processes, Hemisphere Publishing Corporation, Washington, DC, 1993.

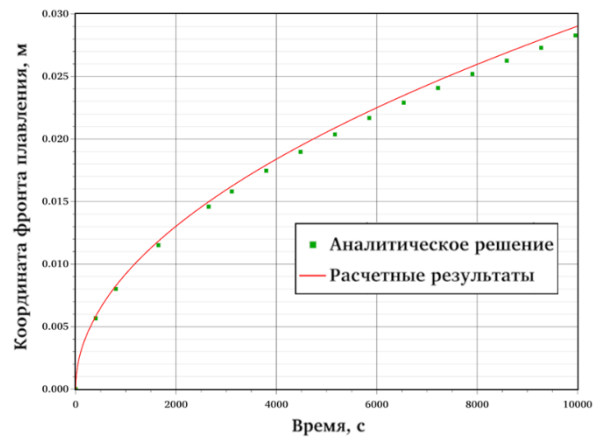


Рисунок 2. Сравнение с аналитическим решение зависимости координаты фронта плавления от времени

# Методика учёта аксиального температурного расширения в нейтронно-физическом модуле кода ЕВКЛИД/V2

Пешков С.В., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н., и.о. зав. отделом ИБРАЭ РАН Колташев Д.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: 89514545617, эл. почта: peshkov@ibrae.ac.ru

Современные требования к обоснованию безопасности реакторных установок предполагают детальное моделирование не только проектных, но и запроектных аварий. В ходе таких событий возникают физические эффекты, способные существенно влиять на нейтронно-физические характеристики активной зоны. Одним из таких эффектов является аксиальное расширение материалов топлива и конструктивных элементов (оболочки), которое, как показывают предварительные оценки, может давать вклад в реактивность, сравнимый с доплеровским эффектом.

В работе представлена методика учёта аксиального расширения в нейтронно-физическом модуле DOLCE VITA интегрального кода ЕВКЛИД/V2 [1]. Описаны принципы динамической интерполяции ядерных данных с учётом изменения геометрии, исследовано влияние ключевых параметров на результаты расчетов, а также предложены практические рекомендации для пользователей.

В модуле DOLCE VITA используется HEX-Z геометрия с возможностью задания вложенной сетки (семь расчетных ячеек на ТВС в каждом аксиальном слое) для учёта пространственной гетерогенности. Для каждой ячейки задаётся гомогенизированный материальный состав, а учёт изменения теплогидравлических и физических параметров реактора (температур и относительных плотностей топлива, теплоносителя, конструктивных материалов и др.) осуществляется с использованием многомерной интерполяции сечений нейтронно-физических реакций по заранее подготовленному набору параметров, заданных пользователем на этапе ввода.

При аксиальном расширении не только изменяется относительная плотность материалов, но и происходит перемещение вещества между соседними аксиальными слоями расчетной (математической) сетки. Стандартная процедура интерполяции, реализованная ранее, не предусматривала перемещение материала из одной ячейки в соседнюю. Для учёта аксиального расширения в данной работе реализован следующий подход:

1. Для каждого аксиального слоя математической сетки на основе температур рассчитывается относительное тепловое расширение (сжатие) материалов топлива и оболочки;
2. Определяется, какая часть ячейки с учетом температурного расширения остается в границах исходной ячейки математической сетки, а какая попадет в соседнюю ячейку;
3. Интерполяция ядерных данных выполняется для основного материала ячейки и для материала, поступившего из соседней ячейки;
4. Эффективные данные (сечения, спектры и др.) для ячейки находятся как взвешенная сумма двух состояний пропорционально занимаемым ими объёмным долям.

Вклад аксиального расширения в реактивность вычисляется по формуле:

$$\rho = \frac{K_{3\phi}^0 - K_{3\phi}^{\text{акс}}}{K_{3\phi}^0 + K_{3\phi}^{\text{акс}}},$$

где  $K_{3\phi}^0$  и  $K_{3\phi}^{\text{акс}}$  – эффективный коэффициент размножения нейтронов без учёта аксиального расширения и с учётом аксиального расширения, соответственно.

В модуле DOLCE VITA при задании гомогенных материальных составов необходимо каждому нуклиду поставить в соответствие тип материала, к которому он относится – топливо, теплоноситель, конструктивные материалы и др. Такое решение позволяет при интерполяции независимо изменять относительную плотность того или иного типа материала. При формировании интерполяционной сетки пользователь задаёт диапазон изменения относительной плотности топлива и оболочки. В работе проводится исследование влияния значений и количества точек интерполяционной сетки на вклад аксиального расширения в реактивность. Рассмотренные варианты представлены в таблице 1.

Первый вариант использует минимальное значение 1% для плотности материала, во втором варианте минимальное значение равно нулю, максимальное значение в обоих вариантах равно 2.0. В третьем варианте задаются параметры минимальной и максимальной плотности близкие к единице ( $\pm 10\%$ ), а в четвертом – присутствуют дополнительные точки, расширяющие диапазон 3 до нуля. В

таблице 2 приведены полученные вклады в реактивность от аксиального расширения.

Таблица 1 – Описание вариантов расчёта при исследовании влияния параметров интерполяции

Вариант расчёта	Параметры расчёта для относительных плотностей топлива и оболочки	Вариант расчёта	Параметры расчёта для относительных плотностей топлива и оболочки
1	[0.01, 1.0, 2.0]	3	[0.90, 1.00, 1.10]
2	[0.0, 1.0, 2.0]	4	[0.00, 0.01, 0.90, 1.00, 1.10]

Таблица 1 – Результаты расчёта вклада эффекта реактивности от аксиального расширения ( $\rho_{axial}$ ) при различных параметрах интерполяции и изменении температуры топлива ( $\Delta T_T$ ) и оболочки ( $\Delta T_C$ )

№ расчёта	№ Варианта	$\Delta T_T$ , К	$\Delta T_C$ , К	$\rho_{axial} \cdot 10^{-4}$	$\frac{\rho_{axial}}{\Delta T}$ , $10^{-7}$	№ расчёта	№ Варианта	$\Delta T_T$ , К	$\Delta T_C$ , К	$\rho_{axial} \cdot 10^{-4}$	$\frac{\rho_{axial}}{\Delta T}$ , $10^{-7}$
1	1	50	0	-0.27	-5.40	13	1	0	10	0.11	10.6
2	2	50	0	-0.28	-5.59	14	2	0	10	0.09	8.67
3	3	50	0	-0.32	-6.36	15	3	0	10	1.57	15.7
4	4	50	0	-0.32	-6.36	16	4	0	10	0.09	8.67
5	1	500	0	-2.25	-4.50	17	1	0	100	1.13	11.3
6	2	500	0	-2.28	-4.56	18	2	0	100	0.91	9.05
7	3	500	0	-2.43	-4.87	19	3	0	100	13.8	138
8	4	500	0	-2.43	-4.87	20	4	0	100	0.88	8.76
9	1	100	500	-2.57	–	–	–	–	–	–	–
10	2	100	500	-2.60	–	–	–	–	–	–	–
11	3	100	500	-2.77	–	–	–	–	–	–	–
12	4	100	500	-2.77	–	–	–	–	–	–	–

При оценке эффекта от расширения топлива варианты 1 и 2, а также 3 и 4 обеспечивают попарное согласие полученных результатов. В то же время для расширения оболочки результаты различаются – варианты 2 и 4 дают близкую оценку, но ни 1, ни 3 не близки к ним. Детальный анализ показал, что источником расхождения при расширении оболочки является ячейка, граничащая с топливной частью и изначально не содержащая топливо (топливо попадает в нее в результате аксиального расширения). В таком случае, относительная плотность топлива в ячейке принимается равной минимальному значению сетки (0.01, 0.90 или 0.0). При тепловом расширении топлива или обоих компонентов, в такой ячейке будет использовано реальное значение плотности топлива, близкое к единице, и подобного эффекта не возникнет. В расчётах № 9 – 12 отличия обусловлены эффективностью алгоритма интерполяции для заданных точек. Чем уже диапазон между соседними узлами и чем они ближе к 1, тем лучше результат согласуется с вариантом с наиболее подробной сеткой (№4). Таким образом, при расчётах аксиального расширения (без плавления топлива и оболочки) рекомендуется использовать для топлива модификацию варианта 3, расширенную до нуля: [0.00, 0.90, 1.00, 1.10], а для оболочки – вариант 2.

Вклады в реактивность, рассчитанные с использованием кода MCU-FR, составляют: для топлива -  $1,05 \cdot 10^{-6}$  и для оболочки  $8,72 \cdot 10^{-7}$ . В расчетах по коду ЕВКЛИД/V2 для оболочки варианты 2 и 4 демонстрируют хорошее согласие с MCU-FR, но коэффициенты реактивности, полученные для топлива, меньше полученных по MCU-FR в 2 – 2.3 раза. Чтобы добиться согласия, нужно подробно рассмотреть влияние других параметров, таких как начальная температура (для которой были заданы геометрические параметры), аксиальное смещение поглощающих элементов, расположенных в верхней части чехлов ТВС, неравномерность температур и температурную зависимость коэффициента линейного расширения.

Интегральные расчёты по коду ЕВКЛИД/V2, позволяющие учитывать пространственное распределение температур и рассчитывать коэффициент линейного расширения для всех используемых в расчёте материалов, показали, что вклад в реактивность от аксиального расширения при моделировании аварийных режимов может быть сопоставим с доплеровским эффектом. Некорректное задание параметров интерполяционной сетки может привести к отклонениям  $K_{эф}$  порядка  $10^{-4}$ . Анализ влияния других перечисленных эффектов показывает, что при задании некорректных начальных температур, отклонение может составлять порядка  $10^{-3}$ .

Работа выполнена в рамках Государственного контракта №Н.4о.241.19.24.1035 от 04.04.2024.

## Литература

1. Особенности расчета нейтронно-физических процессов в активной зоне быстрого реактора с натриевым теплоносителем на этапе ее разрушения / Д. А. Колташев, Н. А. Мосунова, В. Ф. Стрижов [и др.] // Атомная энергия. – 2022. – Т. 132, № 4. – С. 204-210.

## Отбор пробы воды из интервала строительства подземного сооружения ПИЛ для изучения ее химического состава

*Пивиков Д.А., инженер-исследователь ИБРАЭ РАН,  
Печатников В.А., заведующий отделом практических исследований долговременной безопасности,  
Сабаев Ю.И., главный специалист по гидрогеологическим вопросам*

*Научный руководитель: к.т.н., директор КФ ИБРАЭ РАН Озерский Д.А.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: 8-(913) 042-92-24, эл. почта: pivikovda@ibrae.ac.ru

Знание физико-химических свойств и состава глубинной воды имеет важное значение для проведения экспериментов, обосновывающих свойства инженерных барьеров безопасности (ИББ) при сооружении ПГЗРО, для изучения коррозионных свойств защитных металлических контейнеров при длительном контакте с глубинной водой, для исследований ионно-обменных и диффузионных процессов поведения долгоживущих радиационно- и экологически опасных радионуклидов при растворении их в глубинной воде и последующей миграции. Так же проведение модельных и натуральных экспериментов в подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ) с использованием глубинной воды позволит разработать технологические решения, обосновать безопасное долговременное хранение РАО 1 и 2 класса в объекте их окончательной изоляции (ПГЗРО).

Для реализации данных исследований в 2025 году Красноярским филиалом ИБРАЭ РАН разработана программа работ в скважинах Р-8 и С-7 наблюдательной сети на участке «Енисейский», ключевой задачей которой являлся отбор проб глубинной воды из целевого интервала. Для реализации этой задачи использована экспериментальная исследовательская установка для скважинных нагнетаний и мониторинга в однопакерной компоновке. Особенностью конструкции установки является ее узловый принцип компоновки, что обеспечивает высокую степень адаптации к конструкции скважины и решаемым научно-исследовательским задачам.

Актуальная для полевого сезона 2025 года конфигурация установки включает в себя следующие функциональные узлы [1]:

1. Интервально-изолирующий узел: представлен надувным пакером цилиндрической формы для изоляции исследуемого интервала скважины. Базовые геометрические параметры пакера: диаметр в не раздутом состоянии 70 мм, длина 1000 мм. Для адаптации к необходимым условиям работ и возможности прямого физического воздействия на пакер в случае возникновения аварийных ситуаций, предусмотрен комплект наращивания, состоящий из полипропиленовых труб и ПВХ труб, позволяющих регулировать общую длину изолируемой зоны.
2. Узел раздутия/сдутия и контроля пакера: обеспечивает герметизацию исследуемого интервала путем управляемого нагнетания инертного газа (или жидкости) в пакер. Узел включает в себя баллоны с инертным газом и редукторами для контроля подачи давления в систему, напорную рампу, контрольно-измерительную аппаратуру (манометр) для непрерывного мониторинга и поддержания заданного давления в системе, систему транспортировки газа (полиамидная трубка высокого давления).
3. Энерготехнологический узел: обеспечивает снабжение установки всеми необходимыми видами энергии и технологических сред: электроэнергией для питания измерительной аппаратуры и инертным газом для работы системы раздутия пакера.
4. Спускоподъемный узел: в текущей конфигурации для позиционирования и спуска пакерной системы на заданную глубину используется геофизическая лебедка с тросом, тренога и блок-баланс, который монтируется на устье скважины сваркой.
5. Измерительно-регистрирующий узел: отвечает за сбор, первичную обработку, визуализацию и архивацию данных. Включает портативный компьютер (ноутбук), логгеры для регистрации уровня воды в скважине, а также приборы для определения быстроменяющихся показателей (БМП) (солесодержание, рН, температура, окислительно-восстановительный потенциал) в режиме реального времени.

Для отбора глубинной воды (без следов антропогенного воздействия) необходимо многократное водозамещение объема исследуемого интервала, обладающего достаточным напором (не более 100

метров от поверхности) [2]. Перед проведением исследований в интервале скважины Р-8 500-700 метров проводилась откачка из всей скважины с целью полного обновления воды.

Применение установки позволило герметизировать целевой интервал и исключить поступление воды из других горизонтов и ствола скважины. Многократное водозамещение интервала (Винт = 1,4 м<sup>3</sup>) в объёме 11,3 м<sup>3</sup> обеспечило полное удаление техногенных примесей, буровых растворов и продуктов коррозии, а непрерывный мониторинг быстроменяющихся показателей (окислительно-восстановительный потенциал, солесодержание, температура, рН) до момента их стабилизации, подтвердил достижение равновесного состояния, необходимого для представительности пробы. Откачки проводились из пробоотборного резервуара с помощью погружного насоса «Belamos» 2.5TF 85/2.5 с максимальным расходом 2,5 м<sup>3</sup>/час, установленного на уровне 80 метров от устья скважины. Таким образом, качество отобранных проб напрямую обусловлено применением технических средств и методик, обеспечивающих селективный доступ к целевому интервалу и контроль за динамикой восстановления естественного режима скважины.

В итоге, впервые были отобраны согласно требованиям ГОСТ Р 59024-2020 «Вода. Общие требования к отбору проб» и проанализированы пробы глубинной воды участка «Енисейский». В целях подтверждения репрезентативности пробы проведен ее сравнительный анализ с пробой из всего интервала скважины Р-8, отобранной после окончания исследований с однопакерной установкой (табл. 1).

Таблица 1 - Результаты анализа проб воды со скважины Р-8

Наименование показателя, ед. измерения	Дата отбора пробы	
	Проба с целевого интервала	Проба из всего ствола скважины
	30.10.2025	10.11.2025
рН, единиц рН	9,3	10,3
Сухой остаток, мг/дм <sup>3</sup>	300	311
Массовая концентрация хлорид-ионов, мг/дм <sup>3</sup>	33	24
Массовая концентрация сульфатов, мг/дм <sup>3</sup>	30	36
Нитрат-ион, мг/дм <sup>3</sup>	менее 0,1	0,25
Аммоний-ион, мг/дм <sup>3</sup>	0,21	1,04
Жесткость, °Ж	0,32	0,30
Кальций, мг/дм <sup>3</sup>	5,5	5,4
Свободная щелочность, ммоль/дм <sup>3</sup>	0,28	0,26
Общая щелочность, ммоль/дм <sup>3</sup>	3,4	3,3
ХПК, мг/дм <sup>3</sup>	16,7	45

В ходе проведённых исследований установлено, что физико-химические параметры глубинной воды, отобранной из целевого интервала 500–700 метров скважины Р-8 с использованием установки и многократного водозамещения, существенно отличаются от показателей воды, отобранной из открытого ствола скважины после завершения работ. Вода целевого интервала нейтральна (9,3 против 10,3), характеризуется пониженным химическим потреблением кислорода (ХПК — 16,7 мг/дм<sup>3</sup> против 45 мг/дм<sup>3</sup>), а также имеет более низкие концентрации аммоний-иона и нитратов. Указанные различия свидетельствуют о том, что вода из открытого ствола активнее взаимодействует с флюидами из вышележащих интервалов, тогда как пробы, полученные с помощью пакера, изолирующего исследуемый интервал, и после 8-кратного водозамещения, отражают реальный состав трещинных вод.

## Литература

1. Озерский Д.А., Тесля В. Г., Печатников В.А., Смирнов К.Д. Мониторинг трещинных вод на участке строительства подземной исследовательской лаборатории в красноярском крае // Журнал СФУ «Техника и технологии» 2024 17 (8).
2. 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.

# Ускоряющее влияние дислокаций на динамику газовых нанопузырьков

Пилиugin Л.С., Антропов А.С., Лобащев Е.А.

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

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

тел.: (916) 846-49-88, эл. почта: piliugin.ls@phystech.edu

Исследование выхода газовых продуктов деления из ядерного топлива является важной задачей радиационного материаловедения [1]. Этот процесс моделируется при помощи топливных кодов [2, 3], которые требуют точных теоретических моделей переноса газа, в частности моделей движения газонаполненных пузырьков в кристаллической решетке.

Диффузия газонаполненного пузырька в идеальной решетке обусловлена механизмами поверхностной и объемной диффузии [4]. Для пузырьков нанометрового размера преобладает поверхностный механизм, также существенно подавление диффузии из-за образования террас [5–8]. Газ внутри пузырька может как подавлять поверхностный механизм диффузии [8–10], так и ускорять его за счет поверхностных междоузельных атомов [8]. Тем не менее, ни один из механизмов подавления диффузии не описывает крайне медленное движение гелиевых пузырьков, наблюдавшихся в тонких пленках алюминия [8].

При помощи эмпирической сеточной модели ВЕЕР было показано, что классические механизмы диффузии пузырьков не могут объяснить высокую экспериментальную интенсивность газовыделения [11]. Также было показано, что взаимодействие с дислокациями ускоряет выход газа [12], однако именно МД моделирование позволит уточнить предположения об этом механизме.

В работе методами молекулярной динамики исследуются подвижности пузырьков, закрепленных на дислокациях в продольном (Рис. 1) и поперечном направлениях. Для этого были применены модифицированные неравновесные молекулярно-динамические методы [13, 14]. В результате было показано, что продольные и поперечные подвижности закрепленных на дислокациях пузырьков значительно превосходят подвижности в идеальной решетке. Также высказано предположение о влиянии трудно различимых при помощи ПЭМ дислокаций на движение пузырьков в экспериментах с тонкими пленками [15].

Работа выполнена при поддержке гранта РФФИ (соглашение № 24-79-00252).

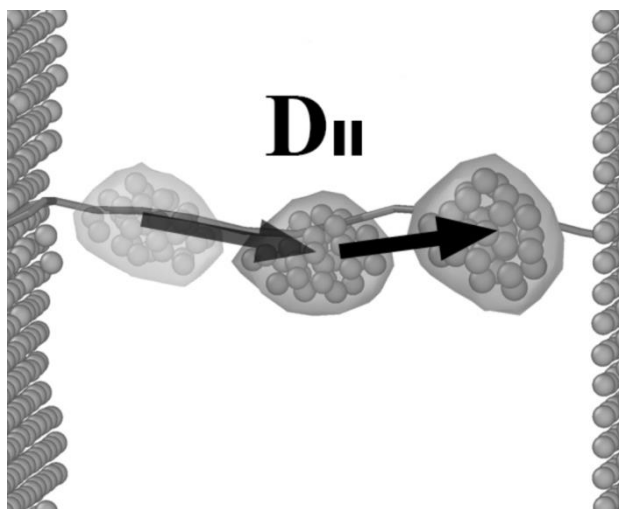


Рисунок 1. Движение газонаполненного пузырька вдоль линии дислокации

## Литература

1. Tonks M. et al. Unit mechanisms of fission gas release: Current understanding and future needs // *Journal of Nuclear Materials*. 2018. V. 504. P. 300–317.
2. Barani T. et al. Analysis of transient fission gas behaviour in oxide fuel using BISON and TRANSURANUS // *Journal of Nuclear Materials*. 2017. V. 486. P. 96–110.
3. Tarasov V., Ozrin V., Veshchunov M. Simulation of radioactive fission gas release from defective PWR fuel rod using the MFPR/R mechanistic code // *Journal of Nuclear Materials*. 2023. V. 583: 154536.
4. Гегузин Я. Е. Движение макроскопических включений в твердых телах. – *Металлургия*, 1971.
5. Beere W., Reynolds G. Rate controlling nucleation and diffusion processes in faceted inert gas bubbles and voids // *Acta Metallurgica*. 1972. V. 20 (7). P. 845–848.
6. Veshchunov M. On the theory of the mobility of faceted inclusions in crystals // *Journal of Nuclear Materials*. 2021. V. 552: 153030.
7. Antropov A. S. Diffusion of nanobubbles in fcc aluminium // *JETP Letters*. 2022. V. 112 (5). P. 310–315.
8. Antropov A., Stegailov V. Helium bubbles diffusion in aluminium: Influence of gas pressure // *Journal of Nuclear Materials*. 2023. V. 573: 154123.
9. Mikhlin E. Y. Suppression of diffusion mobility of small gas bubbles in solids // *physica status solidi (a)*. 1979 V. 156 (2) P. 763 – 768.
10. Veshchunov M. Shestak V. An advanced model for intragranular bubble diffusivity in irradiated UO<sub>2</sub> fuel // *Journal of Nuclear Materials*. 2008. V. 376 (2). P. 174–180.
11. Verma L., Noirot L., Maugis P. Modelling intra-granular bubble movement and fission gas release during post-irradiation annealing of UO<sub>2</sub> using a meso-scale and spatialized approach // *Journal of Nuclear Materials*. 2020. V. 528: 151874.
12. Noirot L., Verma L., Maugis P. Oriented intra-granular bubble transport due to coupling of pinned bubble growth and dislocation climb // *Journal of Nuclear Materials*. 2023. V. 577: 154311.
13. Antropov A., Stegailov V. Nanobubbles diffusion in bcc uranium: Theory and atomistic modelling // *Journal of Nuclear Materials*. 2020. V. 533: 152110.
14. Kuksin A. Y., Stegailov V. V., Yanilkin A. V. Molecular-dynamics simulation of edge-dislocation dynamics in aluminium // *Doklady Physics*. 2008. V. 53 (6). P. 287–291.
15. Ono K. et al. In-situ observation of the migration and growth of helium bubbles in aluminium // *Journal of Nuclear Materials*. 1992. V. 191. P. 1269–1273.

# Разработка программного комплекса оптимизации опорно-подвесной системы трубопроводов атомных энергетических установок

Саченко А.С., ведущий инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н., доцент, ведущий инженер ИБРАЭ РАН Колчин А.Ф.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

Оптимизация опорно-подвесной системы (ОПС) трубопроводов является актуальной задачей при проектировании технологических трубопроводов АЭС. Даже в типовых проектах блоков АЭС трассировка технологических трубопроводов всегда выполняется индивидуально с учетом специфики как компоновки закупаемого оборудования, так и различающихся от проекта к проекту условий сейсмичности площадки. При этом одну и ту же трассировку трубопровода можно выполнить с различным количеством и составом опор, обеспечивая при этом как выполнение нормативных требований, так и достижения наилучших стоимостных показателей [1].

Применение САПР и расчётных систем позволяет виртуально проверять технические решения для ОПС трубопроводов через многовариантные исследования. Для минимизации ресурсоёмких вычислений нужны математический аппарат и алгоритмы оптимизации, автоматически отсеивающие неперспективные решения.

Актуально создание расчётного комплекса для оптимизации ОПС трубопроводов атомных энергетических установок в т.ч. для поиска наилучшего расположения, типа и характеристик опор.

В данной работе представлены результаты разработки и апробации программного комплекса оптимизации ОПС трубопроводов атомных энергетических установок, а также перспективные направления исследований для повышения эффективности и расширения области применения комплекса.

В основе расчётного комплекса лежит совместная работа платформы DT Seven [2] и программного комплекса dPIPE 5 [3]. Платформа обеспечивает решение оптимизационных задач за счёт выполнения многовариантных исследований моделей подключенных расчётных систем. dPIPE 5 – отечественный аттестованный продукт (ФБУ «НТЦ ЯРБ» [3]), используемый в «Росатоме» и предназначенный для расчёта напряженно-деформированного состояния трубопроводов АЭС и в частности проектирования ОПС. Принципиальная блок-схема взаимодействия DT Seven и dPIPE 5 в ходе многовариантных исследований показана на рисунке 1.

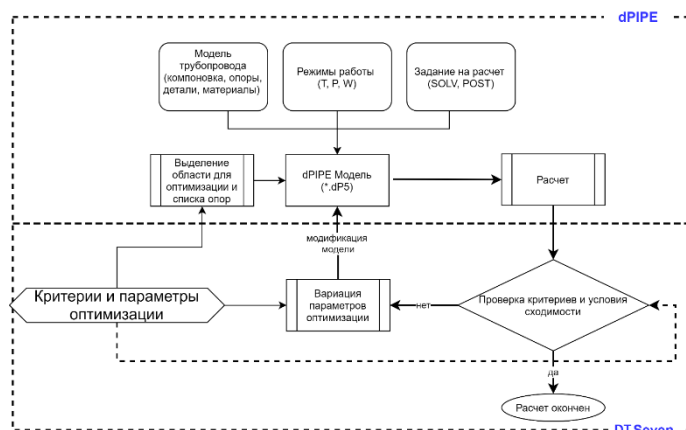


Рисунок 1. . Принципиальная блок-схема взаимодействия DT Seven и dPIPE 5

В ходе разработки расчётного комплекса были максимально учтены особенности работы потенциальных пользователей и специфика проектирования ОПС. В связи с этим был разработан предметно-ориентированный интерфейс пользователя (рисунок 2), который предоставляет минимально

необходимый и удобный набор инструментов для поэтапной настройки постановки задачи, выполнения расчета и анализа его результатов.

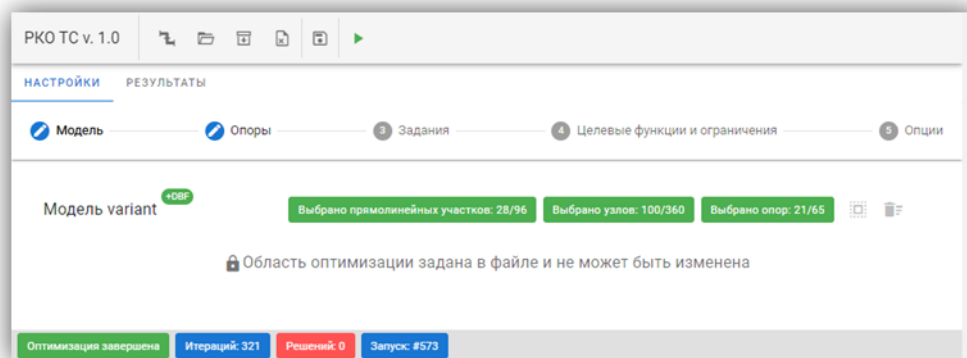


Рисунок 2. Предметно-ориентированный интерфейс пользователя

Апробация комплекса выполнена на реальных задачах. В частности, на рисунке 3 представлен результат применения комплекса для оптимизации ОПС сравнительно небольшой модели (20 опор).

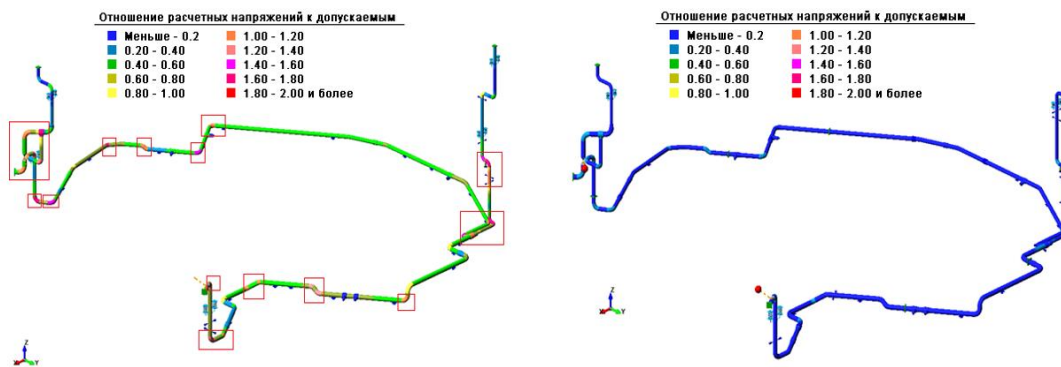


Рисунок 3. Результат применения комплекса (слева – исходная модель, справа – после оптимизации)

В то же время апробация комплекса выявила потенциальные направления исследований для его дальнейшего развития, а именно:

- Формирование эвристических правил расстановки ОПС, которые могут позволить сузить пространства поиска решения и повысить общую эффективности комплекса,
- Формирование правил для первоначальной расстановки опор, для случая, когда они отсутствуют в модели (в настоящий момент комплекс позволяет варьировать только опоры, находящиеся в модели)

## Литература

3. С.В. Сумароков, Т.К. Жабоев, Ф.О. Новосельский, А.С. Саченко, Разработка макета расчётного комплекса для решения задач оптимизации нагрузок на трубопроводные системы, журнал «Информационные технологии в проектировании и производстве», 2021 г.
4. DT Seven: [Электронный ресурс]. URL: <https://www.datadvance.ru/ru/product/dt-seven/> (дата обращения 14.03.2026).
5. Программный комплекс dPIPE 5: [Электронный ресурс]. <https://dpipe.ru/ru/> (дата обращения 01.04.2026).
6. Аттестационный паспорт программы для электронных вычислительных машин N 265 от 20.10.2019: [Электронный ресурс]. URL: <https://dpipe.ru/ru/licences.html> (дата обращения 01.04.2026).

# Особенности геомиграционного моделирования поверхностных водоемов-хранилищ жидких радиоактивных отходов

Смирнов К.Д., младший научный сотрудник ИБРАЭ РАН

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

Геомиграционное моделирование используется для описания процессов переноса веществ в подземных водах и геологических средах, что необходимо для обоснования долговременной безопасности объектов атомной отрасли. Поверхностные водоемы-хранилища жидких радиоактивных отходов являются сложным объектом с точки зрения моделирования миграции веществ в подземных и поверхностных водах (ППВ) одновременно. Взаимодействие ППВ включает в себя множество гидрологических и гидрогеологических процессов, которые взаимосвязаны и существенно влияют на миграцию радионуклидов.

Целью данной работы является анализ особенностей геомиграционного трехмерного моделирования, которые влияют на оценку долговременной безопасности на примере модели одного из объектов крупных хранилищ жидких радиоактивных отходов (ЖРО). Важной особенностью для таких объектов является нарушенный естественный режим фильтрации подземных вод, что требует детального анализа для обоснованного задания граничных условий модели и последующей её верификации.

Для данного исследования построена геомиграционная модель в расчётном коде GeRa [1]. На рисунке 1 представлены границы трехмерной модели, озера и реки, которые являются граничными условиями (далее – ГУ) 3-го рода с заданным напором подземных вод. Данные ГУ выставляются на модели в виде констант по времени на основе исходных данных мониторинга изучаемого объекта (уровни в водоёмах и реках).

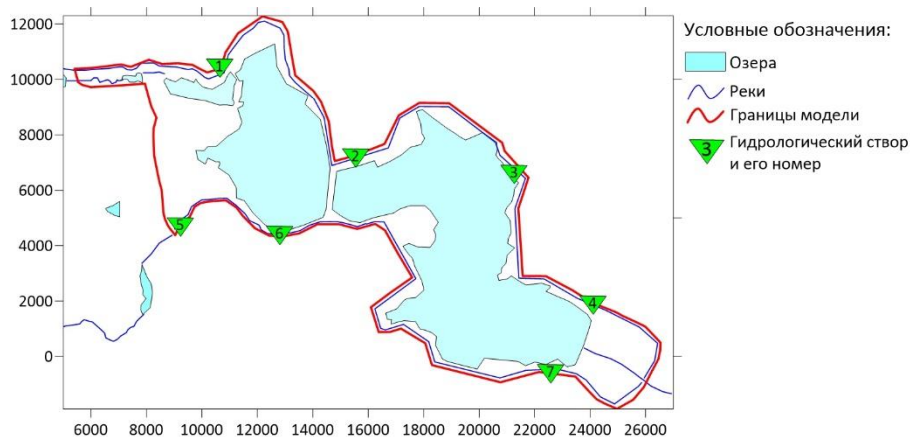


Рисунок 1. Схематическое представление объекта исследования

Для оценки корректности модельных построений, была выполнена верификация по разнице измеренных расходов между гидрологическими створами в пределах рассматриваемой области. Разница расходов между створами показывает интенсивность питания или разгрузки рек. В таблице 1 представлены результаты верификации модели по данным режимных фактических изменений расходов между створами, отмеченными на рисунке 1.

На рисунке 2 отражена карта вертикальных скоростей фильтрации. Красным показаны восходящие потоки – места разгрузки подземных вод (питание озёр, рек), синим – нисходящие, места питания (разгрузка рек, озера). Отрицательные значения в таблице 1 соответствуют питанию подземных вод. Наблюдается закономерность питания и разгрузки подземных вод для различных областей, которые являются основными путями миграции веществ и могут давать различные вклады в итоговый результат.

Таблица 1. Сравнение разницы расходов поверхностных вод между гидрологическими створами [ $L^3/T$ ]

Номера створов	$\Delta 1-2$	$\Delta 2-3$	$\Delta 3-4$	$\Delta 5-6$	$\Delta 6-7$
Модельное значение	-0,01	-0,01	0,031	0,021	-0,001
Фактическое значение	-0,004	-0,042	0,056	0,038	-0,018
Отклонение	0,006	0,032	0,024	0,017	0,017

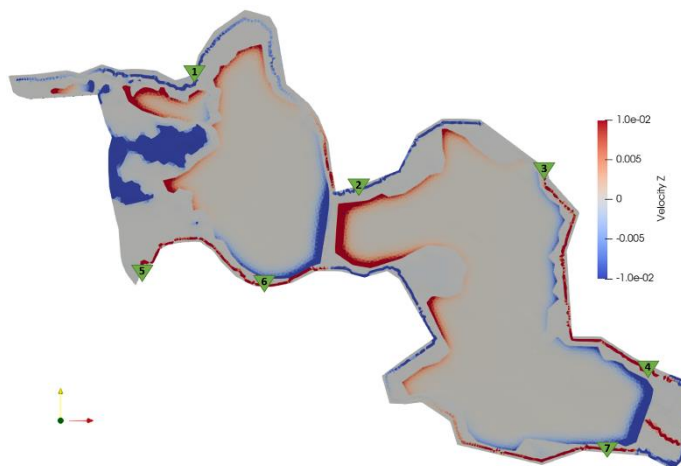


Рисунок 2. Поле вертикальной компоненты скорости фильтрации в приповерхностном слое на верифицированной модели и гидрологические створы (треугольники)

Для исследования миграции веществ в подземных водах в модели был задан источник загрязнения с начальным распределением нейтрального трассера в донных отложениях озёр. Рассматривались два сценария, соответствующие нормальному и максимальному подпорным уровням в водоёме.

Результаты моделирования показали, что изменение уровня воды в водоёмах существенно влияет на поступление трассера в зоны разгрузки подземных вод (рис. 3). При максимальном подпорном уровне величина поступления трассера снижается примерно в два раза по сравнению со сценарием нормального подпорного уровня.

Данный эффект обусловлен уменьшением восходящих фильтрационных потоков из донных отложений в водоём, которые в рассматриваемой схеме являются определяющим фактором переноса трассера в области разгрузки.

Таким образом, изменения подпорного уровня в водоёмах оказывают существенное влияние на интенсивность миграции загрязняющих веществ в системе «донные отложения – подземные воды – поверхностные воды» и должны учитываться при оценке долговременной безопасности объекта.

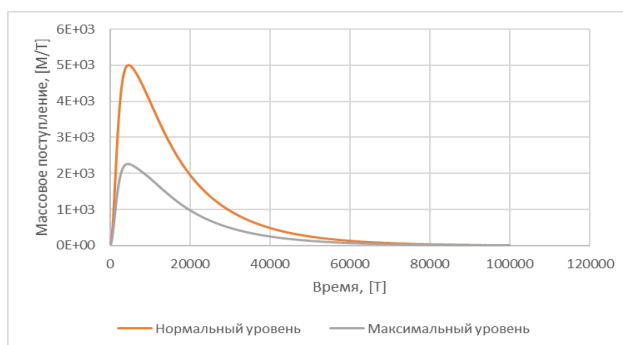


Рисунок 3. Изменение поступления нейтрального трассера в реку при различном уровне в водоёме

## Литература

1. Капырин И.В. Расчетные коды для гидрогеологического моделирования в задачах оценки безопасности ОИАЭ. // Радиоактивные отходы. – 2022. – №2 (19). – С.105-115.

# Численное исследование устойчивости ореола высокоплотного загрязнения подземных вод в наклонных пластах

Соловьев А.А.<sup>1,2</sup>, студент 4 курса

Научный руководитель: Григорьев Ф.В.

<sup>1</sup>Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

<sup>2</sup>Московский физико-технический институт (национальный исследовательский университет)

тел.: +7 (980) 641-30-78, эл. почта: solovev.aleksandr@phystech.edu

## Введение

Оценка долговременной безопасности при глубинном захоронении жидких радиоактивных отходов (ЖРО) является одной из важных задач атомной отрасли. Нагнетаемые в глубинные горизонты растворы ЖРО зачастую имеют плотность, превышающую плотность пластовых вод. Вследствие этого в наклонных водоносных горизонтах возникает концентрационная конвекция: более тяжелый раствор опускается по падению пласта. При наличии структурных понижений (депрессий) в пласте они могут выступать в роли естественных ловушек, препятствующих выносу радионуклидов региональным потоком подземных вод.

В работе [1] было получено аналитическое условие «невсплывания» линзы загрязнения, определяющее геометрические и гидродинамические параметры, при которых гравитационные силы способны удержать примесь в депрессии. Следует отметить, что критерий получен в предположении отсутствия диффузии и гидродинамической дисперсии. Целью данной работы является численная проверка указанного аналитического критерия и исследование влияния процессов диффузии на долговременную стабильность ореола загрязнения.

## Математическая модель и численный метод

Математическая постановка задачи основывается на законе Дарси в расширенном приближении Буссинеска (учет влияния концентрации примеси на плотность жидкости) и уравнении адвективно-диффузионного массопереноса. Аналитическое условие удержания примеси в депрессии, согласно работе [1], имеет вид:

$$u \leq 0.5 \cdot K \cdot \beta_c \cdot C \cdot \sin \alpha \quad (1)$$

где  $u$  – скорость региональной фильтрации,  $\alpha$  – угол наклона пласта,  $K$  – коэффициент фильтрации,  $\beta_c$  – коэффициент плотностной чувствительности,  $C$  – массовая концентрация примеси.

Для численного моделирования разработан программный симулятор на языке C++ с использованием библиотеки INMOST [2]. Дискретизация уравнений выполнена методом конечных объемов (МКО). Для обеспечения устойчивости решения применена противопотоковая аппроксимация 1-го порядка. Решение нелинейной связанной системы уравнений фильтрации и переноса осуществляется с использованием полностью неявной схемы по времени и метода последовательного итерационного сопряжения физических процессов. Симулятор прошел успешную верификацию на классических тестах.

В вычислительных экспериментах начальный радиус линзы раствора задавался равным 20 м. Рассматривались две геологические среды: «Песчаник» (коэффициент фильтрации  $K = 2.0$  м/сут, скорость регионального потока  $u = 0.015$  м/сут, пористость  $\phi = 0.15$ , коэффициент гидродинамической дисперсии  $D = 0.1$  м<sup>2</sup>/сут) и «Глинистый песчаник» ( $K = 0.5$  м/сут,  $u = 0.005$  м/сут,  $\phi = 0.2$ ,  $D = 0.02$  м<sup>2</sup>/сут).

## Результаты численного моделирования

Для проверки критерия (1) была проведена серия вычислительных экспериментов на 3D-сетках, моделирующих наклонный пласт, с варьированием угла наклона и коэффициента гидродинамической дисперсии. Анализ движения центра масс линзы ЖРО позволил сделать следующие выводы:

1. На малых временах результаты численного расчета демонстрируют достаточную степень согласованности с аналитическим критерием (1). Установлено, что для практической неподвижности центра масс ореола на малых временах, необходимо превышение значения угла на величину порядка 20%.
2. Наличие ненулевого коэффициента гидродинамической дисперсии неминуемо вызывает размытие линзы раствора. Снижение плотности раствора на периферии ореола приводит к тому, что гравитационная сила перестает компенсировать выталкивающее воздействие регионального потока. Происходит необратимое всплытие линзы.
3. Продемонстрировано, что даже при физическом отсутствии дисперсии в модели, эффекты численной (сеточной) диффузии, присущие противопотоковым схемам, приводят к аналогичному результату на больших временах. Более того, при задании угла наклона пласта, превышающего критическое значение, всплытие линзы с течением времени происходит в любом случае.

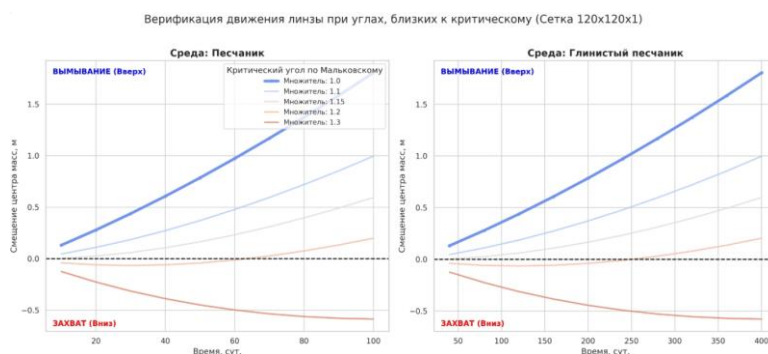


Рисунок 1. Эволюция смещения центра масс линзы ЖРО во времени.

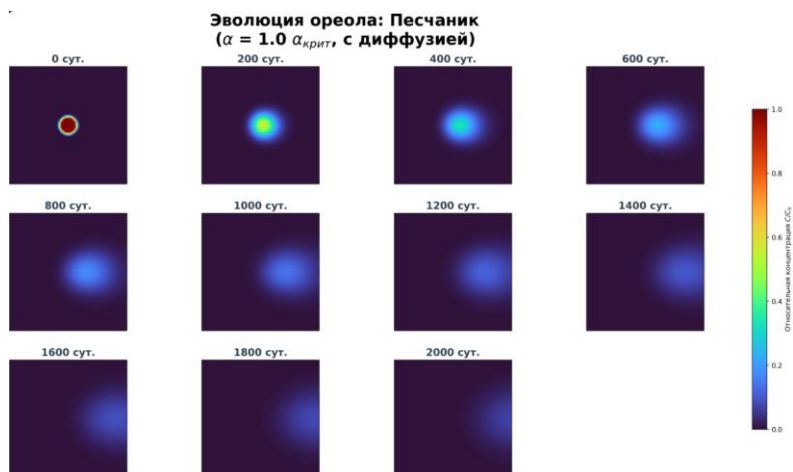


Рисунок 2. Эволюция плотностного ореола в песчанике с учетом диффузии.

## Заключение

Проведенное численное моделирование показало, что аналитический критерий (1) является надежным инструментом для экспресс-оценки стабильности плотностного ореола на коротких временных интервалах. Однако при оценке долговременной безопасности пунктов захоронения ЖРО необходимо в обязательном порядке учитывать наличие ненулевого коэффициента диффузии-гидродисперсии в задаче. Размытие концентрационного фронта со временем критически снижает удерживающую способность естественных ловушек.

## Литература

1. Мальковский В.И., Пэк А.А. Влияние естественной конвекции на стабилизацию ореола загрязнения в естественных ловушках при подземном захоронении жидких отходов // Геоэкология. Инженерная геология. Гидрогеология. Геокриология. 2012. № 3. С. 237–244.
2. Vassilevski Yu.V. et al. INMOST: A software platform for distributed mathematical modeling // Journal of Computational and Applied Mathematics. 2020. V. 364. P. 112340.

# Оценка остаточного тепловыделения а.з. РУ с натриевым теплоносителем большой мощности на конец МК для расчета аварии с потерей энергоснабжения на МКУ

Соломонова С.А., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: ст. науч. сотр. ИБРАЭ РАН Белов А.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-11, эл. почта: SolomonSA2@ibrae.ac.ru

Использование программных комплексов, позволяющих моделировать поля остаточного тепловыделения в активной зоне ядерного реактора с учётом его основных физико-технических и конструктивных особенностей, является важным условием обеспечения безопасности проектируемых ЯЭУ. Знание временного распределения остаточного тепловыделения служит основой для расчёта максимальных температур топлива и оболочек твэлов в аварийных ситуациях.

Остаточное тепловыделение топлива ядерных реакторов складывается из радиационного энерговыделения актинидов и продуктов деления в соответствии с соотношением:

$$W_{ост} = 1.60219 \cdot 10^{-13} \cdot \sum_j y_j \lambda_j E_j, \quad (1)$$

где  $E_j$  – тепловыделение при распаде нуклида  $j$ , МэВ/расп.;  $\lambda_j$  – постоянная распада  $j$ -го радиоактивного нуклида,  $c^{-1}$ ;  $1,60219 \cdot 10^{-13}$  – коэффициент перевода из МэВ в Вт.

В данной работе представлены результаты расчетных исследований влияния изменений полной мощности реактора на характер временного поведения остаточного тепловыделения в активной зоне РУ с натриевым теплоносителем большой мощности, полученные по сценарию CORNER ↔ BPSD интегрального кода COMPLEX [1-3]. Рассматривались сценарии ЗПА с потерей электроснабжения на МКУ, возникшие в процессе планового останова. Рисунок 1 дает представление об изменении мощности остаточного тепловыделения и её вклада в полную мощность рассматриваемой РУ после прекращения в ней цепной реакции деления из состояния, соответствующего 1% от номинального уровня мощности.

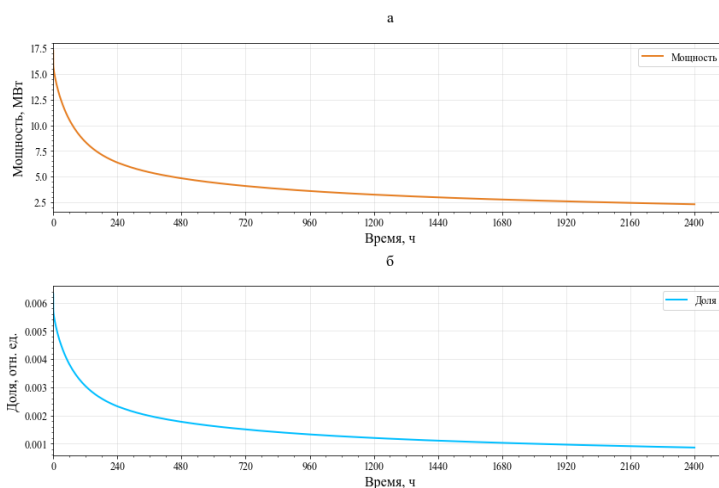


Рисунок 1. Поведение мощности остаточного тепловыделения (а) и его доли (б) после останова РУ

В ходе работы проверена корректность расчетных схем и метода обработки результатов расчета по коду BPSD путем сравнения с данными, полученными от специалистов АО «ОКБМ Африкантов». Данная процедура включала в себя и оценку выделившейся энергии после прекращения облучения топлива. Выполнен анализ поведения остаточного тепловыделения во всей активной зоне расчетной модели РУ после останова её работы из состояния, соответствующего 100%, 50% и 1% от номинального уровня мощности.

Проведен детальный анализ динамики изменения вкладов актинидов, осколков деления в

остаточное тепловыделение облученного топлива в зависимости от продолжительности интервалов времени выдержки.

## Литература

1. Березнев В.П., Селезнев Е.Ф., Асатрян Д.С. Нейтронно-физический расчетный код CORNER. Известия вузов. Ядерная энергетика, 2015, № 1, с. 136—143. DOI: 10.26583/пре.2015.1.15.
2. Селезнев Е.Ф., Белов А.А., Белоусов В.И., Чернова И.С. Модернизация программы расчета задачи нуклидной кинетики BPSD. — Изв. вузов. Ядерная энергетика, 2018, вып. 4, с. 115—127.
3. Текущее состояние разработки и аттестации кода COMPLEX / А. А. Белов, В. П. Березнев, Н. П. Вабишевич [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2024. – № 2. – С. 88-100. – EDN QQMJDF.

# Постоянно действующая модель реакторной установки для прогнозирования радиационных характеристик облученных конструкций

Сошников В.М., м.н.с ИБРАЭ РАН, аспирант НИЯУ МИФИ

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

Согласно нормам МАГАТЭ, планирование вывода из эксплуатации (ВЭ) начинается еще на стадии проектирования и продолжается на протяжении всего времени эксплуатации реакторной установки (РУ) [1]. Для планирования ВЭ необходимо провести оценку финансовых затрат, одним из основных аспектов которых является обращение с радиоактивными отходами (РАО). При этом более 90% от всей обуславливающей количество и классы РАО активности энергоблока образуется в результате продолжительного воздействия нейтронного потока от активной зоны на конструкции РУ [2]. В связи с этим возникает задача оценки уровня активации реакторных конструкций, для решения которой применяют расчетное моделирование переноса нейтронного излучения в реакторной установке (РУ), совместное с моделированием нуклидной кинетики.

Для прогнозирования уровня наведенной активности в конце жизненного цикла реактора и оценки образования РАО от демонтажа конструкций РУ разработана концепция постоянно действующей модели (ПДМ). ПДМ состоит из нескольких связанных моделей и обслуживающей базы данных. В основе ПДМ лежит расчетная модель реактора, созданная в формате прецизионной программы для моделирования переноса нейтронов в трехмерной геометрии. Расчеты радиационных полей в реакторных конструкциях проводятся для каждой реакторной кампании и используются для моделирования нуклидной кинетики с использованием специализированной программы. Активности радионуклидов и характеристики радиационных полей заносятся в базу данных для отслеживания вклада каждой кампании в наведенную активность на предполагаемый момент ВЭ. Сохраненные данные затем могут быть визуализированы в графической модели РУ. Схема использования ПДМ приведена на рисунке 1. Ввиду необходимости совместного использования различных программ ПДМ должна быть реализована на базе специализированного программного комплекса, например [3].

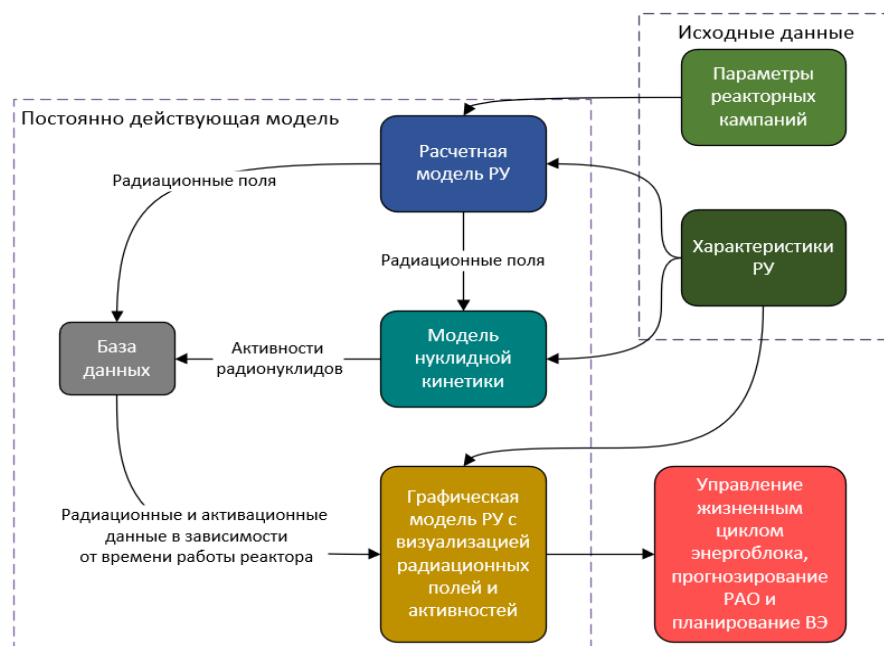


Рисунок 1. Схема применения ПДМ

В зависимости от срока службы энергоблока, параметров реакторных кампаний, достигаемого выгорания ядерного топлива и других вариантов эксплуатации энергоблока уровень наведенной активности на момент ВЭ может существенно различаться. Главным отличием ПДМ от существующих подходов [4-8] является возможность оценки влияния различных вариантов эксплуатации энергоблока и их комбинаций на итоговую накопленную активность. Кроме того, итерационный характер использования ПДМ по мере эксплуатации энергоблока приводит к двум важным следствиям: постоянной верификации на новых экспериментальных данных и возможности эволюционного развития ПДМ.

ПДМ может найти применение в широком спектре задач; начиная от управления жизненным циклом энергоблока с учетом образования РАО от его ВЭ и заканчивая планированием мероприятий по демонтажу оборудования РУ. Также возможно совместное использование ПДМ с «цифровыми двойниками» [9] и цифровыми информационными моделями [10] для получения общей картины радиационного загрязнения энергоблока и увеличения эффективности принятия технических решений по ВЭ.

## Литература

1. МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Вывод из эксплуатации установок, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GSR Part 6, МАГАТЭ, Вена (2015);
2. Журбенко Е.А., Цофин В.И. Радиоактивные отходы при выводе из эксплуатации РУ с ВВЭР. Вопросы Атомной Науки И Техники. Серия: Обеспечение Безопасности АЭС. (25) : 140–144. 2009.
3. Развитие программного комплекса КОРИДА и опыт его применения при решении задач обращения с ОЯТ и РАО / А. А. Аракелян, А. И. Блохин, П. А. Блохин [и др.] // Радиоактивные отходы. – 2022. – № 3(20). – С. 107-116.
4. Журбенко Е.А. Исследование радиационных характеристик окончательно остановленных реакторных установок с ВВЭР. Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук. М., 2011.
5. Селькин С.С., Шаров Д.А., Плеханов Р.В., Ерак Д.Ю., Казенов К.Б., Кочкин В.Н., Познырев Е.Н., Решетников А.А., Тимофеев А.М., Маматов А.П. Исследование радиационных характеристик корпуса реактора и ВКУ остановленного для подготовки к выводу из эксплуатации блока № 3 Нововоронежской АЭС с РУ ВВЭР-440. Радиоактивные Отходы. (1 (26)) : 16–25. 2024.
6. Жемжуров М.Л., Жмура Г.М., Рубин И.Е., Серебряный Г.З., Днепровская Н.М., Тетерева Н.А., Руденков И.В., Бабичев Л.Ф. Прогнозная оценка изменения объемов подлежащих глубинному захоронению радиоактивных отходов в активированных реакторных конструкциях в процессе их выдержки после окончательного останова энергоблоков Белорусской АЭС. Известия Национальной Академии Наук Беларуси. Серия Физико-Технических Наук. 67 (3) : 332–344. 2022.
7. Селькин С.С., Шаров Д.А., Плеханов Р.В., Зинаков Д.Л. Определение радиационных характеристик металлических конструкций РУ РБМК-1000, остановленных для подготовки к выводу из эксплуатации. Вестник Московского Энергетического Института. (5) : 149–158. 2024.
8. Сошников В.М., Бриткина В.С., Ванеев Ю.Е., Казиева С.Т., Кулиш (Карпова) Е.С. Особенности разработки, верификации и использования расчетных моделей реактора ВВЭР-1000 для прогнозирования наведенной активности в материалах конструкций за весь срок эксплуатации. Тезисы докладов Международной научно-технической конференции МНТК-2024. Москва, 2024.
9. Сафронова Н. Н. Применение «цифровых двойников» объектов и процессов в решении задач по выводу из эксплуатации АЭС // Ядерная и радиационная безопасность. 2025. № 4 (118). С. 5–17. DOI: 10.26277/SECNRS.2025.118.4.001.
10. Александрова Т.А., Иванов А.Ю., Линге И.И., Лунов Д.М., Савельева (Печенова) Е.А., Самойлов А.А., Уткин В.Б. Оценка объемов образования РАО от вывода из эксплуатации с использованием информационных моделей. Радиоактивные Отходы. (3 (12)) : 19–31. 2020.

# Верификация и валидация модуля решеточного метода Больцмана

Трегуб Д.С.<sup>1</sup>, аспирант 1 года НИЦ «КИ»  
Бахарев А.А.<sup>1,2</sup>, магистр 2 года НИУ «МЭИ»

Научный руководитель: к.т.н. Мельников И.А.<sup>1</sup> НИЦ «КИ»

<sup>1</sup>Национальный исследовательский центр «Курчатовский Институт»

<sup>2</sup>Московский энергетический институт

Тел: 901-950-99-17, эл.почта: danieltregub@gmail.com

Решеточный метод Больцмана (РМБ, Lattice Boltzmann Method – LBM) – метод, получивший широкое распространение в различных областях теплофизики, включая задачи конвективного теплообмена, двухфазного теплообмена, теплообмена при фазовых переходах [1-4]. Рост интереса к методу обусловлен простотой программной реализации как однофазных, так и многофазных течений, что связано с отсутствием необходимости явного отслеживания границ раздела фаз. РМБ основан на решение кинетического уравнения Больцмана:

$$\frac{\partial f}{\partial t} + \frac{\partial f}{\partial r} c + \frac{F}{m} \frac{\partial f}{\partial c} = \Omega \quad (1)$$

Из уравнения (1) получают дискретный аналог. Интеграл столкновения может быть аппроксимирован различными способами в зависимости от рассматриваемой задачи. В данной работе используется приближение BGK (Bhatnagar–Gross–Krook) [5]. Масштаб данного метода мезоскопический – поведение ансамбля частиц описывается с помощью функции распределения (1). В расчетной области РМБ вводится понятие решетки и используются следующие обозначения:  $DnQm$  – где  $n$  – размерность задачи,  $m$  – количество скоростей решетки. В настоящей работе рассматриваются решетки D1Q2, D1Q3 для одномерных задач (с двумя и тремя скоростями соответственно), а также D2Q9 для двумерных задач (девять скоростей).

Цель данного исследования разработка прототипа модуля для решения задач теплообмена в твердом теле, гидродинамики и конвективного теплообмена, в частности задач свободной конвекции. В работе демонстрируется способность РМБ решать различные классы задач, реализовывать граничные условия и корректно моделировать физику рассматриваемых процессов. Проводится верификация и валидация метода на ряде тестовых задач. Программная реализация выполнена на языке Python.

В результате работы было показано, что разработанный модуль обеспечивает получение точных решений аналитических задач и с хорошей точностью воспроизводит результаты бенчмарков и экспериментальных исследований.

## Литература

1. Гибанов, Н. С. Численное исследование сопряжённой естественной конвекции в замкнутых областях с локальными источниками энергии различных форм решёточным методом Больцмана / Н. С. Гибанов // Перспективы развития фундаментальных наук: Сборник научных трудов XVIII Международной конференции студентов, аспирантов и молодых ученых, Томск, 27–30 апреля 2021 года.
2. Куперштох А.Л. Моделирование течений с границами раздела фаз жидкость–пар методом решеточных уравнений Больцмана // Вестн. НГУ. Сер.: Матем., мех., информ. 2005. Т. 5. № 3. С. 29.
3. А. В. Федосеев, М. В. Сальников, А. Е. Остапенко, “Моделирование динамики всплытия одиночного пузыря методом решёточных уравнений Больцмана”, *Сиб. журн. индустр. матем.*, **26**:1 (2023), 191–200; *J. Appl. Industr. Math.*, **17**:1 (2023), 64–71
4. Mohamad A. A. Lattice Boltzmann Method: Springer-Verlag London 2011
5. Bhatnagar, P. & Gross, E. & Krook, M.. (1954). A Model for Collision Processes in Gases. I. Small Amplitude Processes in Charged and Neutral One-Component Systems. *Phys. Rev.* 94. 511-10.1103/PhysRev.94.511

# Анализ рациональных основ критериев безопасности в области радиационно-гигиенического нормирования: проблемы согласованности и возможности гармонизации

*Тупицын А.М., инженер ИБРАЭ РАН*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

В рамках настоящего доклада ключевой акцент делается на методологическом подходе радиационной безопасности, где основной становится задача количественной оценки воздействия излучения на человека и переход от дозиметрических характеристик к интерпретации через риск [2–4]. Переход от понятия «доза» к понятию «риск» является одним из основных шагов в методологии радиационной безопасности. Однако стоит отметить, что простого измерения дозы для этого недостаточно. Одна из основных дозиметрических величин (поглощённая доза) плохо подходит для оценки риска, поскольку вероятность возникновения онкологических последствий зависит как от вида ионизирующего излучения, так и от радиочувствительности органов и тканей человека. Разные виды излучения по-разному взаимодействуют с веществом: нейтроны и альфа-частицы на своём пути вызывают гораздо больше актов ионизации, чем гамма-кванты.

Именно поэтому в международную систему радиационной защиты была введена эффективная доза, учитывающая как вид излучения, так и радиочувствительность различных органов. Однако и она имеет принципиальное ограничение: эффективная доза рассчитывается для условной модели человека и использует усреднённые коэффициенты, выбранные из широкого спектра экспериментальных данных [5]. Поэтому она не может служить индивидуальной оценкой риска появления осложнений для конкретного человека.

Действующая система радиационной безопасности строится на принципе нормирования, сформулированном Международной комиссией по радиологической защите (МКРЗ) в публикации 103 и закреплённом в РФ через механизм государственного нормирования установлением основных гигиенических нормативов (допустимых пределов доз) для населения и работников (Федеральный закон от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения», ст. 9). Определение законодательно устанавливаемых пределов дозы сводится к выбору значений, при которых риск считается приемлемым. На практике при переходе от понятия «доза» к понятию «риск» ключевая методологическая трудность проявляется не только в усреднённости эффективной дозы, но и в нормативном многообразии предельных уровней, когда для одного и того же радионуклида используются разные нормируемые величины, разные единицы измерения и разные дозовые критерии.

В нормативной документации РФ одновременно сосуществуют:

1. ДОО (допустимая среднегодовая объёмная активность) и ППП (предел годового поступления) для ингаляционного/пищевого путей в НРБ-99/2009. При этом прямо указано, что значения ППП и ДОО в приложениях НРБ [1] заданы при принятых пределах доз 20 мЗв/год для персонала и 1 мЗв/год для населения;
2. УВ (уровень вмешательства) — причём в НРБ-99/2009 термин «уровень вмешательства» используется как нормативное значение защитных мероприятий, а для питьевой воды введена формальная проверка вида  $\sum(A_i/U_{Vi}) \leq 1$ , при выполнении которой мероприятия по снижению радиоактивности питьевой воды не являются обязательными;
3. УАНИ (удельные активности техногенных радионуклидов, при которых допускается неограниченное использование материалов) — уже в ОСПОРБ-99/2010, где прямо фиксируется, что критерием допустимости применения сырья/материалов/изделий является ожидаемая индивидуальная годовая эффективная доза, которая не должна превышать 10 мкЗв, и что не вводится никаких ограничений при удельной активности техногенных радионуклидов ниже значений приложения 3.

Таким образом, даже до расчёта риска возникает несостыковка уровней соответствия по смыслу:

1. ДОО/ПГП в НРБ соотносятся с уровнем порядка 1 мЗв/год (для населения);
2. УВ по питьевой воде методически применяется как уровень порядка 0,1 мЗв/год (контроль питьевой воды);
3. УАНИ для материалов задаётся под критерий порядка 10 мкЗв/год, то есть ещё на порядок ниже по дозовому критерию.

Различие между ДОО, УВ и УАНИ нередко воспринимается как сугубо техническое разграничение нормируемых величин при различном их применении. Однако с позиций рискованного подхода каждая из указанных величин представляет собой самостоятельную точку принятия решения о допустимом уровне риска, сформированную для конкретного сценария облучения. В НРБ-99/2009 данные величины не интегрированы в единую систему с явно определенными и сопоставимыми рискованными критериями, что порождает существенную методологическую проблему. Размерности ДОО (Бк/м<sup>3</sup>), УВ (Бк/кг) и УАНИ (Бк/г) отражают принципиально различные пути формирования дозы и сценарии радиационного воздействия, вследствие чего сопоставление численных значений указанных величин между собой лишено физического смысла и является методологически некорректным.

Для демонстрации этой методологической проблемы достаточно рассмотреть один радионуклид и одного человека при граничных условиях, то есть ровно на уровне нормативного значения. В качестве примера будет использоваться <sup>137</sup>Cs, поскольку он одновременно присутствует и в приложениях НРБ-99/2009, и в УАНИ по ОСПОРБ-99/2010. Данные значения приведены в таблице 1.

Таблица 1 – Нормативные значения для <sup>137</sup>Cs.

Нормируемая величина	Нормативные источники величины	Интерпретация величины	Значение для <sup>137</sup> Cs
ДОО (ингаляция)	НРБ-99/2009, Приложение 2	допустимая среднегодовая объёмная активность во вдыхаемом воздухе для критических групп населения	для взрослых: 2,7·10 <sup>1</sup> Бк/м <sup>3</sup> ; при этом заданы также ε и ПГП
УВ (питьевая вода)	НРБ-99/2009, Приложение 2а п. 5.3.5	уровни вмешательства по содержанию радионуклидов в питьевой воде	11 Бк/кг
УАНИ (материалы)	ОСПОРБ-99/2010, Приложение 3	удельная активность техногенных радионуклидов, при которой допускается неограниченное использование материалов	0,1 Бк/г (100 Бк/кг)

При рассмотрении сценария облучения взрослого индивида за счёт ингаляционного поступления <sup>137</sup>Cs на уровне ДОО годовое поступление соответствует ПГП, а годовая эффективная доза согласуется пределом дозы для населения.

$$E_{\text{ДОО}} = \epsilon \cdot \text{ПГП} = 4,6 \cdot 10^{-9} \text{ Зв/Бк} \cdot 2,2 \cdot 10^5 \text{ Бк} \approx 1,0 \cdot 10^{-3} \text{ Зв} = 1,0 \text{ мЗв} \quad (1)$$

Если рассматривать годовую эффективную дозу от питьевой воды, то в методических рекомендациях по питьевой воде отдельно фиксируется, что логика таких уровней увязана с годовым уровнем дозы 0,1 мЗв/год. Согласно среднегодовому потреблению воды 730 кг/год на человека (2 л./сут.), то годовая эффективная доза согласуется с указанными значениями в методических указаниях [7].

$$A_{\text{год}} = 11 \text{ Бк/кг} \cdot 730 \text{ кг/год} \approx 8,0 \cdot 10^3 \text{ Бк/год}, \quad (2)$$

$$E_{\text{УВ}} = 1,3 \cdot 10^{-5} \text{ мЗв/Бк} \cdot 8,0 \cdot 10^3 \text{ Бк/год} \approx 0,10 \text{ мЗв/год}. \quad (3)$$

Для граничного случая на уровне УАНИ корректно фиксировать именно дозовый критерий порядка 10 мкЗв/год = 0,01 мЗв/год как нормативно заложенный смысл неограниченного использования в этой части регулирования.

Далее риск посчитан для одного и того же человека: мужчина, возраст на момент облучения 40 лет, по таблицам BEIR VII (LAR) [8] для однократного равномерного облучения всего тела 0,1 Гр с линейным масштабированием по дозе.

Из BEIR VII (табл. 12D-1 и 12D-2) для мужчин при возрасте облучения 40 лет:

1. Заболеваемость при 0,1 Гр: 648 случаев на 100 000;
2. Смертность при 0,1 Гр: 507 смертей на 100 000.

Там же указано, что оценки скорректированы с применением коэффициента эффективности дозы и мощности дозы  $DDREF = 1,5$  (кроме лейкемии, для которой используется линейно-квадратичная модель). Введение  $DDREF$  обусловлено различием биологической эффективности острого и хронического облучения. При остром воздействии высокой мощностью дозы репарационные механизмы клетки не успевают устранить повреждения ДНК в полном объёме, тогда как при хроническом облучении малой мощностью дозы те же повреждения накапливаются медленнее и в значительной мере восстанавливаются. Соответственно, риск на единицу дозы при хроническом облучении считается меньшим, чем при остром, и для перехода от экспериментальных данных, полученных в основном при высоких мощностях дозы, к условиям реального хронического воздействия численные значения риска делятся на  $DDREF$ .

Дальше применяется линейное масштабирование:

$$LAR(D) = LAR(0,1 \text{ Гр}) \cdot (D/0,1 \text{ Гр}) \quad (4)$$

и для малых доз принимается  $1 \text{ мЗв} \approx 0,001 \text{ Зв} \approx 0,001 \text{ Гр}$   $1 \text{ мЗв} \approx 0,001 \text{ Зв} \approx 0,001 \text{ Гр}$ .

Таблица 2 – Итоговые значения пожизненного атрибутивного риска для  $^{137}\text{Cs}$ .

Нормируемая величина	Полученная доза за год, мЗв	LAR заболеваемости, $10^{-5}$	Эквивалент 1-го случай на	LAR смертности, $10^{-5}$
ДОО (ингаляция)	1,0	6,48	1 на 15 тыс.	5,07
УВ (питьевая вода)	0,10	0,648	1 на 154 тыс.	0,507
УАНИ (материалы)	0,001	0,0648	1 на 1,5 млн.	0,0507

Тем самым, для одного радионуклида  $^{137}\text{Cs}$  и для одного и того же человека при фиксированном возрасте облучения 40 лет граничные нормативные значения из разных таблиц для регулирования приведут к различающимся на порядки оценкам пожизненного радиационного риска по BEIR VII. И это различие возникает не потому, что BEIR VII противоречит НРБ или ОСПОРБ, а из-за того, что нормативная система фактически закрепляет несколько разных точек приемлемости по содержанию в среда, которые в контексте нормирования эффектов от воздействий не сведены к единому критерию. При практическом применении это выглядит как набор таблиц, а при оценке рисков это превращается в набор разных порогов приемлемого риска, между которыми отсутствует связь.

Таким образом, тезис о целесообразности перехода к более корректному использованию эффективной дозы как меры риска требует существенного методологического дополнения. Единой нормативной таблицы концентраций не существует даже для одного радионуклида, поскольку величины ДОО и ППП, уровни вмешательства для питьевой воды и уровни аварийного нормирования для пищевых продуктов и материалов изначально введены для различных сценариев облучения и привязаны к различным значениям допустимого годового дозового воздействия. Прямое сопоставление числовых значений, выраженных в Бк/кг или Бк/м<sup>3</sup>, между разными приложениями НРБ-99/2009 является методологически некорректным без предварительного приведения к единому дозовому основанию. Следовательно, оценка радиационной безопасности в терминах риска предполагает не сопоставление нормативных значений активности между собой, а их обязательное преобразование через дозовые коэффициенты к эффективной дозе с последующей интерпретацией через пожизненный атрибутивный риск с учётом возраста и пола облучаемого лица. Именно такой подход обеспечивает единое основание для сравнения сценариев воздействия, различающихся по среде, пути поступления и ситуации облучения, и является необходимым условием корректного применения принципа оптимизации.

## Литература

1. СанПиН 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): санитарные правила и нормативы: утв. постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 07.07.2009 № 47 : введ. в действие с 01.09.2009 : зарегистр. в Минюсте РФ 14.08.2009, № 14534. – М., 2009.
2. International Commission on Radiological Protection (ICRP). Problems Involved in Developing an Index of Harm. ICRP Publication 27 // Annals of the ICRP. – 1977. – Vol. 1, No. 4. – P. 1–24.
3. International Commission on Radiological Protection (ICRP). 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60 // Annals of the ICRP. – 1991. – Vol. 21, No. 1–3. – P. 1–201. – Oxford: Pergamon Press, 1991.
4. International Commission on Radiological Protection (ICRP). The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103 // Annals of the ICRP. – 2007. – Vol. 37, No. 2–4. – P. 1–332.
5. International Commission on Radiological Protection (ICRP). Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures. ICRP Publication 116 // Annals of the ICRP. – 2010. – Vol. 40, No. 2–5. – P. 1–257.
6. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR). Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation: UNSCEAR 2019 Report to the General Assembly with Scientific Annexes (в т.ч. Annex A: Evaluation of selected health effects and inference of risk due to radiation exposure). – New York: United Nations, 2020. – Sales No. E.20.IX.5. – ISBN 978-92-1-139184-8.
7. Методические рекомендации "Отбор и подготовка проб питьевой воды для определения показателей радиационной безопасности" (утв. Федеральной службой по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека от 27 декабря 2007 г. N 0100/13609-07-34).
8. National Research Council. 12 Estimating Cancer Risk // Health Risks from Exposure to Low Levels of Ionizing Radiation: BEIR VII Phase 2. – Washington, DC: The National Academies Press, 2006. – С. 271. – DOI: 10.17226/11340.

# Разработка модуля учета активации конструкционных материалов термоядерных установок вторичными заряженными частицами в составе кода нуклидной кинетики TRACT-F

Халиков Р.С., младший научный сотрудник ИБРАЭ РАН

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: khalikov@ibrae.ac.ru

В России в рамках Федерального проекта «Технологии термоядерной энергетики» активно ведутся работы по созданию перспективных термоядерных реакторов и установок, направленные на экспериментальную отработку ключевых аспектов термоядерной энергетики.

Для проведения расчетных оценок радиационных характеристик конструкционных материалов термоядерных реакторов и установок и объемов накопленных в них РАО с их классификацией в ИБРАЭ РАН разработан код нуклидной кинетики TRACT-F, аттестованный среди первых в области управляемого термоядерного синтеза (УТС).

Целью настоящей работы является изучение зарубежного аналога разрабатываемого кода – кода FISPACT, и применяемых в нем математических моделей и алгоритмов, а также их внедрение в код TRACT-F с возможностью адаптации под конкретные решаемые задачи. Код позволяет рассчитывать нуклидный состав, наведенную активность, интегральное и дифференциальное (альфа, бета, гамма) энерговыделение, выходы и спектры вторичных излучений при заданных режимах облучения и выдержки.

Ряд работ [1, 2] показывает, что в некоторых случаях на перечисленные радиационные характеристики влияние могут оказывать ядерные реакции ( $x, *n$ ) на вторичных заряженных частицах, образующихся в результате первичных нейтронных реакций в конструкционных материалах термоядерных установок. Учет таких реакций может быть важен при разработке конструкционных материалов для установок УТС, малоактивируемых при облучении потоками высокоэнергетических нейтронов (вплоть до 50 МэВ, как, например, на специальной исследовательской установке IFMIF [3]).

Учет ядерных реакций ( $x, *n$ ) на вторичных заряженных частицах (протонах, дейтронах, тритонах, гелионах и альфа-частицах) обосновывается тем, что реакции ( $n, x$ ) с образованием заряженных частиц носят пороговый характер, а спектр нейтронов в термоядерных установках смещен по сравнению с реакторами деления в область сверхбыстрых нейтронов (до 14,1 МэВ в D-T реакциях), что приводит к большему количеству вторичных заряженных частиц в установках УТС по сравнению с реакторами деления.

При разработке модуля учета вторичных реакций на заряженных частицах в составе кода TRACT-F за основу взята математическая модель «псевдосечений» [4], внедренная в код FISPACT-2007 [5]. Полученные по формуле (1) «псевдосечения» реакций на заряженных частицах могут быть встроены в математическую модель, используемую в коде TRACT-F, как нейтронные сечения реакций без изменения основных расчетных алгоритмов:

$$\sigma_{x,C}^{pseudo} = \frac{1}{\Phi_n^{int}} \sum_k \sigma_{x,C}(E_{x_k}) \times \sum_A \sum_i \Phi_n(E_{n_i}) \sigma_{n,x}(E_{n_i}) N_A \Delta E_{n_i} \sum_{j=k}^{60} f_{n,x}(E_{n_i}, E_{x_j}) \Delta E_{x_j} \Delta R_x(E_{x_k}), \quad (1)$$

где  $\Phi_n^{int} = \sum_i \Phi_n(E_{n_i}) \Delta E_{n_i}$  – интегральный по всем энергиям поток нейтронов ( $\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$ );  $\Delta E_{n_i}$  – ширина  $i$ -ой энергетической группы нейтронного спектра;  $\sigma_{n,x}(E_{n_i})$  – сечение образования заряженной частицы  $x$  в энергетической группе  $E_{n_i}$  ( $\text{см}^2$ );  $N_A$  – концентрация атомов нуклида  $A$  ( $\text{см}^{-3}$ );  $f_{n,x}(E_{n_i}, E_{x_j})$  – нормированный спектр заряженных частиц, представленный с шагом по энергии  $\Delta E_{x_j} = 1$  МэВ и относящийся к  $i$ -ой энергетической группе нейтрона;  $E_{x_j}$  – энергия заряженной

частицы  $x$ ,  $\sigma_{x,C}(E_{x_k})$  – сечение образования нуклида  $C$  в результате реакции  $A(x,*n)C$  ( $\text{см}^2$ );  
 $\Delta R_x(E_{x_k})$  – длина пробега в веществе заряженной частицы с начальной энергией  $E_{x_k}$ , на которой частица  $x$  теряет энергию в 1 МэВ (см).

Данная модель требует следующих библиотек ядерных данных для протонов, дейтронов, тритонов, гелионов ( $^3\text{He}$ ) и альфа-частиц:

- библиотека сечений образования заряженных частиц в реакциях  $(n,x)$ ,  $\sigma_{(n,x)}$ ;
- библиотека нормированных спектров заряженных частиц, образующихся в этих реакциях,  $f(n,x)$ ;
- библиотека сечений образования конечного нуклида  $C$  в реакциях  $(x,*n)$ ,  $\sigma_{(x,C)}$ ;
- библиотека дифференциальных пробегов заряженных частиц в материале,  $\Delta R_x$ .

На данный момент отсутствуют надежные экспериментальные данные для формирования некоторых из перечисленных библиотек, поэтому в расчетах используются файлы из пакета EAF (поставляемого с системой EASY [6]) с модельными данными.

Ниже приведены сравнительные графики зависимостей удельных активностей и энерговыделений расплавленной соли FLiBe от времени выдержки после облучения в спектре установки IFMIF в течение 8 лет с учетом и без учета вторичных реакций на заряженных частицах.

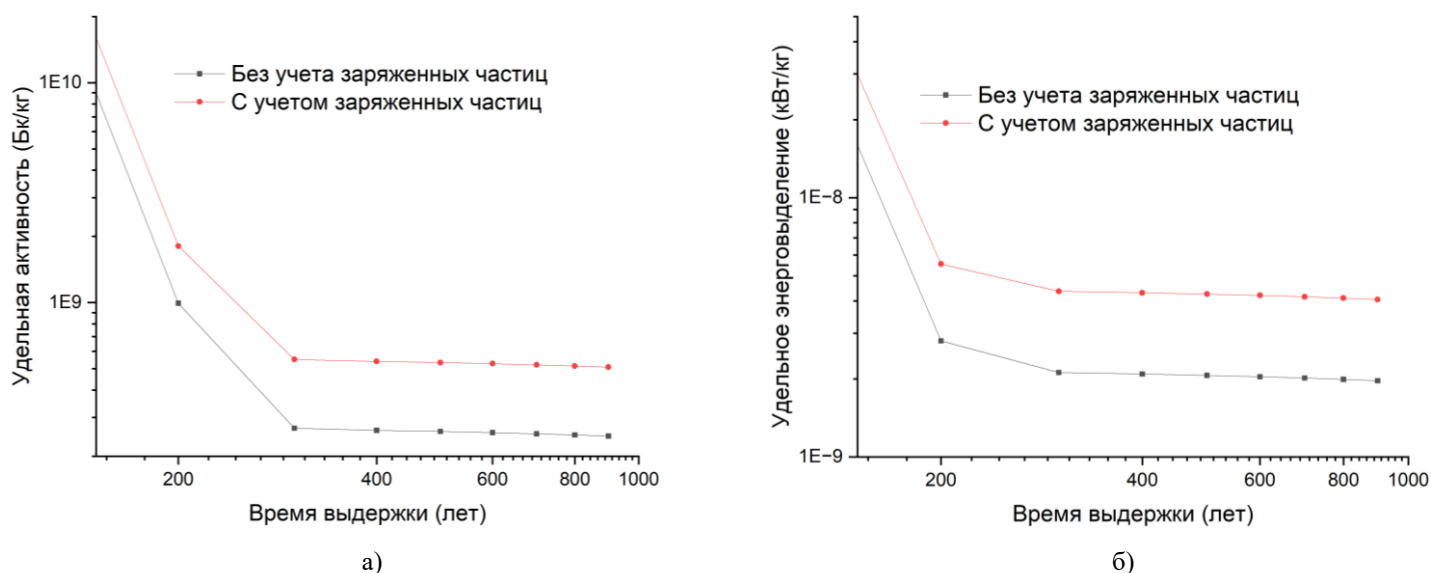


Рисунок 2. Удельная активность (а) и удельное энерговыделение (б) FLiBe, облученного в спектре установки IFMIF с учетом и без учета реакций на вторичных заряженных частицах, при выдержке до 1000 лет

Из графиков видно, что расчетные оценки радиационных характеристик материалов после облучения в установках УТС при учете вторичных реакций на заряженных частицах показывают завышения, которые, в свою очередь, в рамках долговременной безопасности могут влиять на выбор методов обращения с РАО.

## Литература

1. S. Cierjacks, Y. Hino, The importance of sequential (x,n) reactions on element activation of fusion reactor materials, *Journal of Nuclear Materials*, Volume 170, Issue 2, 1990, Pages 134-139, ISSN 0022-3115, [https://doi.org/10.1016/0022-3115\(90\)90404-B](https://doi.org/10.1016/0022-3115(90)90404-B). (<https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/002231159090404B>).
2. S. CIERJACKS and Y. HINO, "The Role of Sequential (x, n) Reactions on Element Activation of Fusion Reactor Materials and Related Nuclear Data Needs," Proc. Specialists'Mtg. Neutron Activation Cross Sections for Fission and Fusion Energy Applications, Argonne, Illinois, September 13-15, 1989, NEANDC-259, p. 19, M. WAGNER and H. VONACH, Eds., Organization for Economic Cooperation and Development (1989).
3. Podadera I. et al. Overview and current status of the IFMIF-DONES accelerator systems //Nuclear fusion. – 2025. – Т. 65. – №. 12. – С. 122011.
4. Cierjacks, Siegfried W.; Obložinský, Pavel; Kelzenberg, Stefan; Rzehorz, Bernhard (1993). Development of a Novel Algorithm and Production of New Nuclear Data Libraries for the Treatment of Sequential (x, n) Reactions in Fusion Material Activation Calculations. *Fusion Technology*, 24(3), 277–287. doi:10.13182/FST93-A30202.
5. R. A. Forrest, "FISPACT-2007: User manual", EURATOM/UKAEA Fusion Association, Culham Science Centre, Abingdon, Oxfordshire OX14 3DB, UK (March 2007).
6. Forrest R. A., Kopecky J. The activation system EASY-2007 //Journal of Nuclear Materials. – 2009. – Т. 386. – С. 878-881.

# Расчетное обоснование влияния плутониевого вектора СНУП-топлива на нейтронно-физические характеристики БН

*Чекаленко М.Е., студент ИАТЭ НИЯУ МИФИ*

*Исанов К.А., преподаватель ИАТЭ НИЯУ МИФИ*

тел.: +7(950) 898-65-84, эл. почта: margaritacekalencko@gmail.com

В настоящее время перспективной технологией для реализации замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) является разработка смешанного уран-плутониевого нитридного топлива (СНУП). СНУП топливо – керамический тип ядерного топлива, представляющий собой смесь моонитрида обедненного урана с моонитридом плутония [1]. По ряду эксплуатационных характеристик СНУП-топливо превосходит альтернативные разрабатываемые составы: оно отличается повышенной теплопроводностью, химической совместимостью с оболочкой твэлов и жидкометаллическим теплоносителем, а также демонстрирует большую устойчивость к высокотемпературному и радиационному воздействию по сравнению с оксидным и карбидным топливом [2].

Поскольку при реализации ЗЯТЦ быстрый реактор может загружаться плутонием различного изотопного состава, целью данной работы являлось исследование влияния изотопного состава плутония СНУП-топлива на основные нейтронно-физические характеристики реактора на быстрых нейтронах.

В данной работе рассматривался складской плутоний из ОЯТ тепловых реакторов и потенциальные виды плутония, получаемые из ОЯТ уран-плутониевого топлива реакторов ВВЭР. Расчеты выполнялись для модели быстрого реактора, выведенного на стационар перегрузок для кампании 330 эффективных суток. В ходе исследования в зависимости от качества используемого плутония были определены доля и масса плутония подпитки.

В работе был проведен расчет коэффициента аксиального расширения топлива, эффекта Доплера, непуниевое эффекта, а также натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР) [3] на начало и конец микрокампании. При расчете НПЭР рассматривались несколько сценариев опустошения: извлечение натрия из активной зоны и аксиальной прослойки реактора, опустошение натриевой полости и борного экрана, опустошение натриевой полости и интегральный НПЭР. Также были рассчитаны запасы реактивности, доли запаздывающих нейтронов на начало и конец микрокампании, определена масса минорных актинидов, выгружаемая ежегодно, коэффициент воспроизводства топлива и тепловыделение свежей и отработавшей ТВС.

## Литература

1. И.С. Шевяков, А.Х. Хайретдинов, Д.С. Малыгин Проект «Прорыв» как решение проблем отработанного ядерного топлива // Ядерные технологии: от исследований к внедрению – 2021 С. 116-117.
2. С.В. Алексеев, В.А. Зайцев Нитридное топливо для ядерной энергетики //Москва: Техносфера, 2013 С. 240.
3. К.А. Исанов, Н.А. Закиров, В.А. Елисеев, А.В. Гулевич Исследование влияния изотопного состава плутония МОКС-топлива на основные нейтронно-физические характеристики реактора типа БН. – Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы, 2026, выпуск 1, с. 125–141

# Разработка модуля MoRooSia в составе интегрального кода ATLANT/V1.0 для анализа последствий аварий на РУ РБМК-1000

Чупова Д.С., младший научный сотрудник ИБРАЭ РАН

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (910) 088-34-47, эл. почта: chupovad@ibrae.ac.ru

В рамках развития методов расчетного обоснования безопасности энергоблоков с РУ РБМК-1000 разработан и включен в состав интегрального кода ATLANT/V1.0 [1] специализированный модуль MoRooSia (Module for Room Simulation) в качестве аналога зарубежного кода в сосредоточенных параметрах COCOSYS [2]. Модуль предназначен для моделирования теплогидравлических и радиационных процессов в системе локализации аварий (СЛА) и помещениях реакторной установки на стадиях проектных и запроектных аварий до начала плавления активной зоны.

Модуль основан на двухфазной многокомпонентной модели нестационарной теплогидравлики с учетом переноса неконденсируемых газов и радионуклидов. Для удобства пользователя реализовано задание геометрии помещений через объем и площадь пола по аналогии с COCOSYS, включая разработку нового объекта Junction, который позволяет напрямую соединять расчетные камеры, упрощая тем самым нодализацию элементов РУ и повышая устойчивость счета.

В модуле MoRooSia расширена библиотека моделей технических систем безопасности. Введены специализированные типы клапанов: перепускной грузовой, гравитационный и разрывная мембрана. Для перепускного грузового клапана реализована зависимость площади проходного сечения:

$$A_V = \max \left\{ A_{leak}, A_{open} \left( \frac{\Delta P - \Delta P_{open}}{\Delta P_{lock} - \Delta P_{open}} \right)^2 \right\}, \Delta P_{open} \leq \Delta P < \Delta P_{lock} \quad (1)$$

где  $A_{leak}$  – неплотность закрытого клапана,  $A_{open}$  – площадь полностью открытого сечения,  $\Delta P$  – перепад давления на клапане,  $\Delta P_{open}$  и  $\Delta P_{lock}$  – пороговые давления начала открытия и полной фиксации. Для гравитационного клапана динамика подъема затвора определяется уравнением движения среды через клапан, учитывающим инерцию и трение подвижных частей:

$$\frac{d^2 z}{dt^2} = \frac{S \cdot \Delta P \cdot q}{m} - g \pm F_R, \quad 0 \leq z < 0,25D \quad (2)$$

где  $z$  – степень открытия клапана,  $t$  – время,  $S$  – площадь диска клапана,  $\Delta P$  – перепад давления на клапане,  $q$  – коэффициент усилия на клапане,  $m$  – масса груза клапана,  $g$  – ускорение свободного падения,  $F_R$  – сила трения подвижных частей клапана. Выполнена серия тестовых расчетов, подтвердивших качественное и количественное соответствие поведения новых программных объектов ожидаемым по физике процессам и данным проектной документации.

Включение модуля MoRooSia в состав кода ATLANT/V1.0 обеспечивает импортнезависимое решение для анализа теплофизических параметров и распространения продуктов деления в помещениях РУ РБМК-1000 при различных авариях. Валидация и аттестация кода, запланированная на следующих этапах работы, позволит использовать его для обоснования безопасности и разработки стратегий управления запроектными авариями для реакторов этого типа.

Работы выполнены в рамках договора от 05.08.2025 №18РОК-25 (Заказчик – АО «НИКИЭТ»).

## Литература

1. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2025681928. Интегральный расчетный код для обоснования безопасной эксплуатации реакторных установок РБМК-1000. Версия 1.0 (ATLANT/V1.0): заявл. 13.08.2025; опублик. 20.08.2025 / А. В. Аввакумов, В. М. Алипченков, В. В. Беликов [и др.].
2. Kesek A., Denk L., Zamakhaeva I. Application of the COCOSYS code in the safety evaluation of Czech nuclear power plants // Kerntechnik. – 2023. – Vol. 88, № 2. – P. 123–135.

ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ  
ЭНЕРГЕТИКИ РОССИЙСКОЙ АКАДЕМИИ НАУК

*СБОРНИК ТЕЗИСОВ XXV НАУЧНОЙ ШКОЛЫ  
МОЛОДЫХ УЧЕНЫХ ИБРАЭ РАН*

28-29 апреля 2026 г.

под общ. ред. акад. РАН Л. А. Большова

Оригинал-макет подготовлен ИБРАЭ РАН  
Иллюстрации приведены в авторской редакции

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