



Институт проблем безопасного развития атомной энергии

ИБРАЭ

СБОРНИК ТРУДОВ НАУЧНОЙ ШКОЛЫ МОЛОДЫХ УЧЕНЫХ ИБРАЭ РАН

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

РОССИЙСКАЯ АКАДЕМИЯ НАУК  
ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ  
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

**СБОРНИК ТРУДОВ XX НАУЧНОЙ  
ШКОЛЫ МОЛОДЫХ УЧЕНЫХ  
ИБРАЗ РАН**

12-13 сентября 2019 г.

Москва 2019

УДК 621.039

ББК 31.4

С23

Сборник трудов XX научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН, проходившей 12-13 сентября 2019 г. – (Препринт / Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, сентябрь 2019, № IBRAE-2019-02). – М. ИБРАЭ РАН, 2019. – 168 с.

Настоящий сборник содержит работы, представленные на XX научной школе молодых ученых ИБРАЭ РАН, проходившей 12-13 сентября 2019 года. Авторами являются студенты, аспиранты и молодые специалисты, обучающиеся и работающие в ИБРАЭ РАН, а также участники из других вузов, работающие по смежным направлениям. Тематика представленных докладов перекрывает большую часть научных направлений, развиваемых в Институте. Они посвящены проблеме тяжелых аварий на АЭС, экологическим проблемам атомной энергетики, методам математического моделирования, вероятностному анализу безопасности, информационным технологиям и экономике энергетики.

ISBN 978-5-9907220-1-9

УДК 621.039

©ИБРАЭ РАН, 2019

Proceedings of the Twentieth Scientific School of NSI RAS Young Scientists, held September 12-13, 2019. – (Preprint / Nuclear Safety Institute RAS, September 2019, № IBRAE-2019-02). – Moscow: NSI RAS, 2019 – 168 p.

This volume contains reports presented at the Twentieth Conference of NSI RAS Young Scientists, held September 12-13, 2019. 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 978-5-9907220-1-9

©Nuclear Safety Institute, 2019

## Содержание

|  |    |
|--|----|
| <i>Александрова Т.А.</i><br>Анализ текущей практики передачи на захоронение накопленных РАО .....  | 6  |
| <i>Анурриенко Д.В.</i><br>Новый метод решения стационарных задач ненасыщенной и безнапорной фильтрации .....   | 10 |
| <i>Арбузников Д.Ю., Чуйкина А.В., Белов В.А., Сивачев Д.А., Степашкин В.В.</i><br>Способ стабилизации гамма-спектрометрического тракта портативного устройства радиационной паспортизации контейнеров с радиоактивными материалами ..... | 14 |
| <i>Барченков И.А., Кечин В.И., Семенова Т.В., Шукаева О.Н.</i><br>Расчет ядерной безопасности по программе TDMCC на примере ТУК-159 .....  | 18 |
| <i>Блинов П.Д., Свительман В.С., Болдырев К.А.</i><br>Развитие подходов к эвристической оптимизации расчетных моделей: код MOUSE .....   | 22 |
| <i>Боев А.В., Погляд Н.С., Жемков И.Ю.</i><br>Расчетно-экспериментальное определение температурных условий испытаний в реакторе БОР-60.....  | 26 |
| <i>Будунова А.С.</i><br>Разработка механизмов передачи прав собственности на ядерно- и радиационно опасные объекты наследия от одного юридического лица к другому .....  | 30 |
| <i>Бутов Р.А.</i><br>Визуализация тензоров и тензорных полей .....   | 34 |
| <i>Валетов Д.К.</i><br>Подходы к сравнению эффективности оптимизационных алгоритмов .....  | 38 |
| <i>Власенко А. Е.</i><br>Моделирование кодом CELSIST экспериментов по течению жидкометаллического теплоносителя в модельных ТВС .....  | 42 |
| <i>Волков Г.Ю., Елкин И.В., Мелихов В.И., Неровнов А.А., Никонов С.М.</i><br>Анализ эксперимента по конденсационному гидроудару на стенде КГУ .....  | 46 |
| <i>Вуколова А.-Н.В.</i><br>Прогнозирование суммарной дозы выбросов зарубежных АЭС советского дизайна по известной активности реперного радионуклида .....  | 50 |
| <i>Глазков А.С., Иванов Д.Т., Тебин В.В.</i><br>Анализ полноты библиотеки бенчмарк-экспериментов при валидации кодов, предназначенных для обоснования ядерной безопасности.....  | 54 |
| <i>Горелов М.М.</i><br>Анализ чувствительности численной модели планируемого термомеханического эксперимента в ПИЛ.....  | 58 |
| <i>Григорьев Ф.В.</i><br>Численное моделирование фильтрации в трещиновато-пористых средах в коде GeRa .....  | 61 |
| <i>Грудцын Я.В.</i><br>Моделирование динамики размера частиц дисперсной фазы в двухфазном потоке.....  | 64 |
| <i>Долженков Е.А.</i><br>Количественная оценка погрешности моделирования кодом СОКРАТ/ВЗ процессов теплообмена в бассейне тепловыделяющей жидкости .....   | 67 |
| <i>Евсюкова Ю.А., Бойцова Т.А., Шмидт О.В., Волк В.И., Кащеев В.А., Житков А.С.</i><br>Валидация математических моделей экстракционного и кристаллизационного аффинажа .....   | 71 |
| <i>Задорожный А.В.</i><br>Моделирование набухания нитридного топлива с учетом поведения примесей кислорода и углерода ..   | 75 |
| <i>Идрисов Н.Р., Трофимова Ю.В.</i><br>Учет неопределенностей в задаче поиска источника загрязнения .....  | 79 |

|  |     |
|--|-----|
| <i>Ильичев Е.А.</i><br>Сравнительный анализ пяти расчетных схем учета метеорологического фактора и представления источника для задач обоснования безопасности в части оценки воздействия на население .....                                      | 83  |
| <i>Ильясова О.Х., Дробышевская И.Н.</i><br>Доработка моделей кода HYDRA-IBRAE/LM и их верификация на экспериментах Беккера по исследованию кризиса теплообмена .....   | 87  |
| <i>Казаков В.А.</i><br>Анализ взрывопожаробезопасности переработки новых видов отработавшего ядерного топлива на заводе РТ-1 .....   | 91  |
| <i>Казиева С.Т.</i><br>Разработка алгоритма формирования партий ОТВС на переработку для прогнозирования тепловых характеристик остеклованных ВАО .....   | 95  |
| <i>Карпова Е.В.</i><br>Расчётный анализ влияния пространственного разрешения метеорологической и результирующей расчетных сеток на моделируемые дозы облучения при атмосферном переносе РВ .....   | 99  |
| <i>Колташев Д.А.</i><br>Расширенная модель нейтронно-физического модуля кода ЕВКЛИД/V1 для расчета активной зоны РУ БРЕСТ-ОД-300 при разрыве трубок парогенератора .....   | 103 |
| <i>Корчагина О.О.</i><br>Модель поведения жидких включений в соляных породах при высоких градиентах температуры .....  | 107 |
| Крутякова О.Л., Курулин В.В., Денисова О.В., Мелешкин Н.В., Сизова М.А.<br>Верификация методов моделирования течений с низкими числами Прандтля в пакете программ Логос .....  | 111 |
| <i>Кузнецова Е.О.</i><br>Разработка инициатив по повышению операционной эффективности содержания в безопасном состоянии объектов ядерного наследия .....   | 114 |
| <i>Кухаренко А.Ю., Овчинников И.Д.</i><br>Цифровизация данных для решения прикладных организационно-финансовых задач атомной отрасли .....   | 118 |
| <i>Мамчиц Е.Г.</i><br>Проблемы идентификации «положительных практик» в контексте требований Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами .....                   | 122 |
| <i>Матвеев А.Л.</i><br>Асимптотический подход к классической диффузии в неоднородных средах .....  | 126 |
| <i>Неуважаев Г.Д.</i><br>Определение фильтрационных параметров Нижнеканского массива на основе численного моделирования .....  | 130 |
| <i>Осипов А.М., Федосов А.М., Гольцев А.О., Прохоренков С.В., Смирнова А.К., Финошкина Д.В.</i><br>Моделирование аварии с обесточиванием ХОЯТ РБМК на стадии разогрева воды в бассейнах до кипения .....   | 134 |
| <i>Пугачёв М.А., Жуденков В.В., Мамонтов Г.А.</i><br>Анализ и разработка рекомендаций по повышению динамической устойчивости энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2 в режимах с нарушением нормальной эксплуатации системы питательной воды ..... | 137 |
| <i>Рукавичникова А.А.</i><br>Средства визуального анализа данных в задачах обоснования безопасности .....  | 141 |
| <i>Скорикова М.И., Киселев Александр С., Киселев Алексей С.</i><br>Расчетный анализ защитной оболочки АЭС-2006 при воздействии предварительного напряжения .....   | 145 |
| <i>Смирнова А.К., Краюшкин А.В.</i><br>Выход продуктов деления из топлива реактора ПИК .....   | 148 |

|  |     |
|--|-----|
| <i>Сорокин Д.И.</i><br>Иерархический поиск текстовой документации по вопросам захоронения РАО .....  | 151 |
| <i>Уткин Д.А., Козелков А.С., Герасимов В.Ю., Стручков А.В.</i><br>Использование пристеночных функций для численного моделирования турбулентного<br>теплового пограничного слоя .....    | 155 |
| <i>Харитонова Ю.В.</i><br>Исследование безопасности реактора с растворной активной зоной Аргус-М .....   | 157 |
| <i>Чебыкин Г.И.</i><br>Калибровка моделей теплового режима по данным интегрального эксперимента .....  | 161 |
| <i>Шаманин И.В., Беденко С.В., Кнышев В.В., Луцик И.О.</i><br>Радиационные характеристики отработавшего топливного блока высокотемпературной<br>газоохлаждаемой ториевой установки ..... | 165 |

# Анализ текущей практики передачи на захоронение накопленных РАО

*Александрова Т.А., инженер ИБРАЭ РАН*

*Научный руководитель: зам. дир., д.т.н. Линге И.И.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495)276-20-00 (доб. 482), эл. почта: aleksandrova\_ta@ibrae.ac.ru

## 1. Введение

В связи с тем, что работы по кондиционированию и захоронению накопленных РАО являются одним из основных направлений ФЦП ЯРБ-2, видится необходимым проведение регулярного анализа практики передачи РАО на захоронение с целью выработки предложений по повышению ее эффективности. Необходимость анализа подтверждается тем, что со стартом работ по передаче накопленных РАО были выявлены определенные тревожные моменты по практике работ 2016-2018 годов, которые отмечены в статье [1]. В данном докладе приведены результаты анализа более 600 паспортов на упаковки накопленных РАО Ленинградской и Балаковской АЭС, переданных на захоронение.

На данном этапе реализации работ целесообразно сосредоточиться на РАО концерна «Росэнергоатом», так как к настоящему моменту они составляют большую часть из переданных на захоронение ~ 15 тыс. м<sup>3</sup> накопленных РАО. Кроме того, концерн – один из крупнейших производителей РАО, что позволяет в дальнейшем распространить полученные рекомендации и на обращение с вновь образованными РАО. Поэтому, для оценки эффективности текущей практики передачи накопленных РАО на захоронение рассматривались в первую очередь партии накопленных РАО Ленинградской и Балаковской АЭС.

## 2. Постановка задачи по анализу практики передачи на захоронение накопленных РАО

Вопросы эффективности работ рассмотрим на примере удаления РАО в контексте принятия решений по установлению дополнительных требований к данному виду работ. В оценке эффективности работ по подготовке РАО к захоронению важны такие характеристики, как:

1. Заполнение контейнеров по массе и активности, в том числе суммарной и удельной активности по отдельным дозообразующим радионуклидам;
2. Соответствие данных по радиационным характеристикам, представленным в паспортах, реальным характеристикам упаковки РАО.

В рамках статьи [2] эти характеристики дают представление об эффективности упаковки и позволяют судить о корректности подбора контейнера. Для этого, помимо значений мощностей доз, целесообразно рассматривать и период потенциальной опасности упаковки с РАО.

Выбор данных факторов также обусловлен следующим: при одинаковом морфологическом составе РАО и имеющимся данным по фактической массе отходов в первичной упаковке анализ нормальности распределения массы и плотности РАО позволяет оценить качество формирования упаковок и заполнения паспортов на упаковку РАО. Так, при рассчитанном малом значении стандартного отклонения, можно сделать вывод о положительной практике формирования упаковок.

## 3. Результаты анализа практики передачи РАО на захоронение

На первом этапе был проведен анализ качества заполнения паспортов на упаковки РАО Балаковской АЭС. Согласно представленным данным, переданные ФГУП «НО РАО» отходы являются соевым плавом, по уровню активности относящиеся к 3 классу удаляемых РАО. Переданные отходы упакованы в металлические бочки, объемом 0,2 м<sup>3</sup>, с последующим размещением в контейнеры типа НЗК по 4

штуки. Результаты статистического анализа распределения массы и плотности отходов по упаковкам показал, что данные значения в рассматриваемой партии колеблются в пределах нормального распределения. Так как расчет плотности проводился исходя из объема первичной упаковки РАО, указанной в паспортах на упаковку РАО, вариативность плотностей в партии РАО может быть объяснена как неполным заполнением первичной упаковки отходами, так и возможной коррозией первичной упаковки (металлических бочек) и последующей протечкой в период хранения РАО на площадке АЭС. Причины разброса массовых значений упаковки могут быть следующими:

1. Различная степень заполнения матричным цементом вторичной упаковки;
2. Разброс массовых характеристик НЗК;
3. Разброс массовых характеристик заполненной первичной упаковки.

Расчетная оценка мощности дозы на поверхности упаковки, проведенная при помощи программного средства TDMСС также показала соответствие расчетных данных значениям, указанным в паспортах на упаковку РАО.

Исходя из приведенных выше оценок характеристик, указанных на упаковках РАО, можно сделать вывод о том, что допущение грубых ошибок при заполнении паспортов на упаковку для солевого плава 3 класса Балаковской АЭС отсутствует.

В настоящее время на Балаковской АЭС эксплуатируется 4 энергоблока с реакторами типа ВВЭР-1000. Окончание эксплуатация пунктов хранения ТРО предполагается одновременно с окончанием эксплуатацией блоков АЭС, останов последнего из которых планируется в 2053 году. В случае выбора наиболее перспективной, с точки зрения затрат, концепции вывода из эксплуатации АЭС - «немедленный демонтаж», начало работ по ликвидации пунктов хранения ТРО, в том числе накопленных, планируется не ранее, чем через 5 лет с момента останова блоков [3]. Так как речь идет о короткоживущих РАО, для которых, с учетом вышесказанного, возможно рассмотрение варианта хранения на площадке АЭС до момента начала работ по ВЭ, следует провести анализ изменения затрат на захоронения РАО от сроков их передачи на захоронение ФГУП «НО РАО». Для выполнения этих оценок требуется выполнить оценки возраста упаковок РАО.

В паспорте не указывается дата формирования первичной упаковки РАО, поэтому произведена оценка «возраста» РАО, переданных на захоронение исходя из соотношения текущих и исходных (на момент образования РАО) активностей Cs-134 и Cs-137. В качестве исходного соотношения было принято соотношение активностей Cs-137 к Cs-134 согласно данным, представленных в [4]. Исходя из данного анализа видно, что на 2018 год возраст более 65% РАО, переданных ФГУП «НО РАО», варьируется в интервале от 7 до 10 лет. Анализ активности упаковок РАО, указанной в паспортах, а также выполненные оценки «возраста» накопленных РАО позволяют сделать вывод, что до момента останова блока и завершения эксплуатации ХТРО, более 75% РАО, относящихся в настоящий момент к 3 классу удаляемых РАО, согласно текущей классификации [5], будут отнесены к удаляемым РАО 4 класса.

Согласно текущим тарифам для 3 класса РАО [6], захоронение 540 упаковок типа НЗК объемом 2000 куб.м обойдется в более чем в 350 миллионов рублей (НДС). Учитывая тот факт, что стоимость захоронения 3 и 4 класса РАО различается более чем в 3 раза, на примере партии РАО, уже переданной ФГУП «НО РАО», можно заметить, что увеличение времени выдержки отходов существенно снижает издержки на захоронение в связи с понижением класса, что отчетливо видно по рисунку 1.



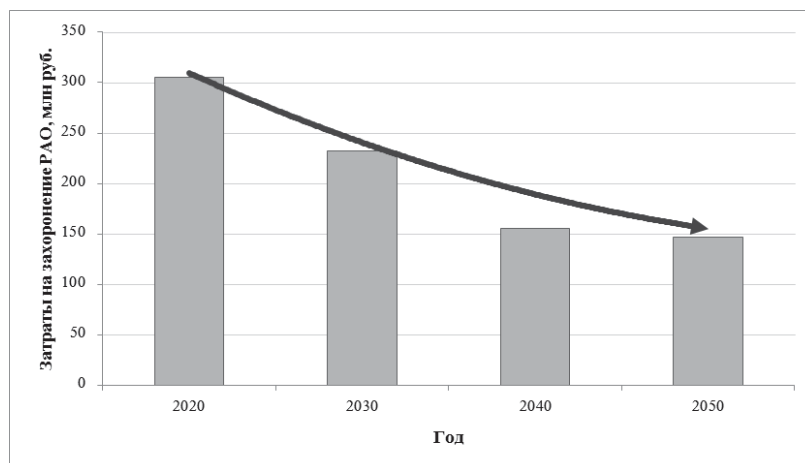


Рис. 1. Изменение стоимости захоронения 2000 куб.м. РАО Балаковской АЭС в зависимости от времени (на период до 2050 г.)

В статье [1] упомянута проблема передачи на захоронение накопленных очень низкоактивных РАО, которые согласно текущей классификации относятся к РАО 4 класса, в ПЗРО 3 и 4 классов в связи с отсутствием соответствующих тарифов и пунктов захоронения. При долговременной выдержке РАО, активность которых обусловлена короткоживущим Cs-137, в пунктах временного хранения снижение из активности за счет естественного распада будет являться довольно быстрым, с точки зрения долговременной безопасности ПЗРО, процессом.

Так, например, накопленные РАО Ленинградской АЭС, переданные на захоронение ФГУП «НО РАО», относятся к категории ОНРАО. Анализ данных паспортов показал, что уже через 30 лет более 80% переданных отходов не будут относиться к категории РАО (рис.2). Обратим внимание, что включение в рассмотрение иных ОНРАО, например, ФГУП «Атомфлот», не меняет данную картину. В таком случае рассмотрение планирование возможности выделения ОНРАО в отдельный класс РАО и сооружения соответствующего ПЗРО (с учетом времени на проектирование, получение лицензии и работы по сооружению) является перспективным вариантом в случае отложенного захоронения короткоживущих РАО.



Рис. 2. Динамика изменения категории отходов ФГУП «Атомфлот» и Ленинградской АЭС.

## 4. Заключение

В результате проведенного анализа проделанных в настоящий момент работ можно сделать следующие выводы:

1. Текущий формат представления данных затрудняет проведение оперативного полноценного анализа, и, следовательно, должен быть изменен. Необходимо прописывать в техническом задании требования к формату предоставления исходных данных для анализа.
2. Вызывает сомнение текущее решение по обращению с очень низкоактивными короткоживущих РАО, а также видится перспективным рассмотрение варианта временного хранения короткоживущих НАО и САО, удельная активность которых близка к нижним пороговым значениям.
3. Наблюдается резкое изменение класса подавляющего большинства РАО в течение первых 30 лет, что является следствием недостатков текущей классификации.
4. Анализ деятельности по извлечению, переработке и передаче на захоронение РАО должен осуществляться на регулярной основе.

## Литература:

1. Абрамов А. А., Дорофеев А. Н., Дерябин С. А. Развитие ЕГС РАО в рамках работ по федеральной целевой программе обеспечения ядерной и радиационной безопасности // Радиоактивные отходы 2019 № 1(6) С 8—24
2. Абалкина И. Л., Линге И. И. Особенности обращения с РАО от вывода из эксплуатации // Радиоактивные отходы. — 2018 — № 3 (4). — С. 6—15.
3. Сафронова Н.Н. Решение задач по выводу из эксплуатации блоков АЭС // Техническое совещание по теме «Подготовка и вывод из эксплуатации блоков АЭС. Обращение с РАО» 6-9 июня 2018.
4. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива : Справочник / [В. М. Колобашкин, П. М. Рубцов, П. А. Ружанский, В. Д. Сидоренко]. - М. : Энергоатомиздат, 1983. - 382 с.
5. Постановление Правительства Российской Федерации от 19 ноября 2012 г. №1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения РАО к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых РАО».
6. Тарифы на захоронение радиоактивных отходов на период с 2018 по 2022 годы [Электронный ресурс] / Режим доступа: <http://www.norao.ru/about/tarify/>. Свободный.

# Новый метод решения стационарных задач ненасыщенной и безнапорной фильтрации

*Ануприенко Д.В., инженер ИБРАЭ РАН*

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

## 1. Введение

Математическое моделирование в настоящее время широко применяется для решения различных гидрогеологических задач, в частности, задач оценки безопасности захоронений радиоактивных отходов. Для этих целей в ИБРАЭ РАН и ИВМ РАН разрабатывается программный комплекс GeRa (Геомиграция Радионуклидов). В задачах, связанных с распространением загрязнений в подземной гидросфере, необходимо моделировать фильтрацию подземных вод. В случае, когда рассматривается фильтрация в условиях неполной насыщенности, математическое описание процесса усложняется, поскольку возникают зависимости объемного влагосодержания и относительной проницаемости от напора воды. Фильтрация в таких условиях описывается уравнением Ричардса:

$$\frac{\partial \theta}{\partial t} + s_{stor} \cdot S \frac{\partial h}{\partial t} - \nabla \cdot (K_r(h) K \nabla h) = Q. \quad (1)$$

В это уравнение входят следующие величины ( $T$  – единицы времени,  $L$  – единицы длины): объемное влагосодержание  $\theta$  [–], напор  $h$  [L], коэффициент упругой емкости  $s_{stor}$  [ $L^{-1}$ ], относительная проницаемость  $K_r$  [–], тензор фильтрации  $K$  [ $L T^{-1}$ ], удельные объемные источники и стоки  $Q$  [ $T^{-1}$ ]. Уравнение Ричардса необходимо дополнить выражениями, связывающими напор, влагосодержание и относительную проницаемость. В GeRa существуют две модели, отличающиеся выбором этих выражений. Модель ненасыщенной фильтрации использует нелинейные функции [1] и способна воспроизводить капиллярные эффекты в пористых средах. Модель безнапорной фильтрации использует более простые кусочно-линейные функции [2] и пригодна для моделирования реальных объектов, для которых параметры ненасыщенной модели недоступны.

Во многих задачах интерес представляет лишь установившаяся картина течения подземных вод. В таком случае переходят к стационарному уравнению Ричардса:

$$-\nabla \cdot (K_r(h) K \nabla h) = Q. \quad (2)$$

Численное решение уравнений (1) и (2) в GeRa производится на неструктурированных сетках двух типов: треугольнопризматических и гексаэдральных с возможностью скалывания ячеек. Дискретизация производится с помощью различных схем метода конечных объемов (МКО): простейшей схемы с линейной двухточечной аппроксимацией потока через грань и O-схемы с линейной многоточечной аппроксимацией. Для дискретизации уравнения (1) по времени используется полностью неявная схема. Таким образом, при численном решении уравнений (1) и (2) приходится решать системы нелинейных уравнений относительно сеточных неизвестных, для чего используется либо метод простой итерации (МПИ), либо метод Ньютона. При этом такое численное решение уравнения (2) напрямую является практически невозможным, поскольку для метода Ньютона трудно подобрать хорошее начальное приближение, а для МПИ может отсутствовать сходимость. Для устранения этой проблемы в GeRa ранее был реализован метод установления, основанный на решении нестационарных задач. В этой работе предлагается новый метод продолжения, который также реализован в GeRa и для которого проводится сравнение с методом установления.

## 2. Метод установления

В этом методе вместо численного решения непосредственно уравнения (2) проводится решение уравнения (1) до тех пор, пока решение не «установится». При этом после совершения шага по времени с номером  $n$  вычисляется невязка дискретизованного уравнения (2)  $r_{stat,n}$ . Расчеты ведутся до тех пор, пока для этой невязки не выполнится одно из условий:

$$\| r_{stat,n} \|_2 < \varepsilon_{abs} , \quad (3)$$

$$\| r_{stat,n} \|_2 < \varepsilon_{rel,stat} \| r_{stat,1} \|_2 . \quad (4)$$

К плюсам такого подхода относится тот факт, что управлять сходимостью нелинейных решателей можно уменьшением шага по времени (тем самым в некотором смысле улучшая начальное приближение). При этом метод установления имеет и минусы. Во-первых, время, на которое нужно вести расчет, неизвестно, хотя можно оценить его, решив задачу на грубой сетке. Во-вторых, нелинейные решатели могут наложить очень жесткие ограничения на шаг по времени, особенно, если тензор фильтрации имеет скачки или анизотропию. Стоит отметить, что описанные трудности возникают даже при использовании простой двухточечной схемы и усиливаются при использовании O-схемы, делая ее практически непригодной для решения задач методом установления.

## 3. Метод продолжения

Этот метод нацелен на отказ от уравнения (1) и связанных с ним проблем и на прямое решение уравнения (2) с помощью метода Ньютона. Как уже отмечалось, основная сложность прямого решения уравнения (2) методом Ньютона состоит в трудности выбора начального приближения. В методе продолжения происходит постепенный подбор хорошего начального приближения с помощью перехода от простых задач к сложным. «Сложность» уравнения (2) состоит в нелинейности, связанной с  $K_r$ . Предлагается заменить  $K_r$  на функцию, чья «сложность» будет определяться специальным *параметром продолжения*  $q$ . Примером такой функции является  $(1+q(K_r(h)-1))$ , которая приводит к уравнению

$$-\nabla \cdot ((1+q(K_r(h)-1))\mathbf{K}\nabla h) = Q. \quad (5)$$

При  $q = 1$  уравнение (5) превращается в уравнение (2), а при  $q = 0$  – в линейное уравнение. Далее происходит переход от  $q = 0$  до  $q = 1$ , после решения задачи с очередным  $q$  происходит переход к задаче с новым  $q$ , а в качестве начального приближения берется решение задачи с предыдущим  $q$ .

## 4. Численные эксперименты

Для сравнения нового метода продолжения с традиционным методом установления были выбраны две задачи: простая модельная задача о дамбе и задача о реальном объекте.

В задаче о дамбе рассматривается двумерная стационарная фильтрация в теле дамбы, которое представляет квадрат со стороной 10 м, на левой границе задан напор  $h = 10$  м, на правой границе ниже уровня  $z = 2$  м задан напор  $h = 2$  м, а выше – условия просачивания. Остальные границы непроницаемы. Решение проводилось с помощью двухточечной схемы на сетке из 10000 квадратов. Рассчитанное распределение насыщенности представлено на рисунке 1, а времена расчетов – в таблице 1.

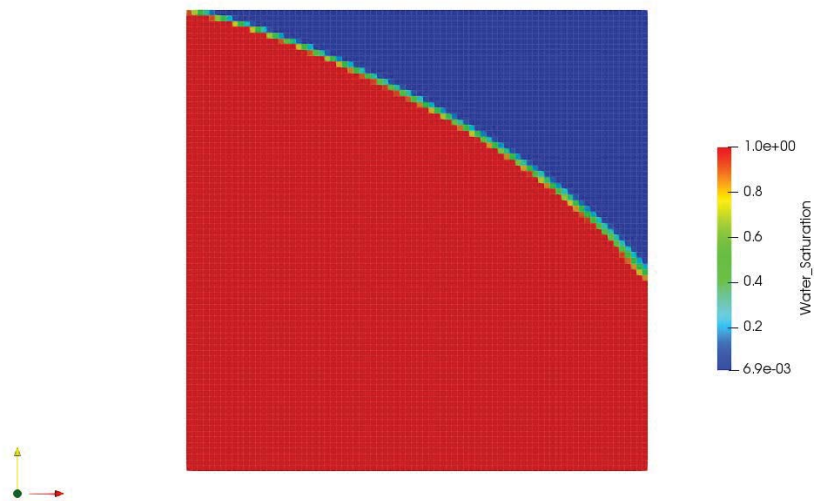


Рис.1. Распределение насыщенности в задаче о дамбе, сетка из 10000 квадратов

**Таблица 1. Времена расчетов для задачи о дамбе**

| Метод        | Время расчетов, с | Количество шагов в методе |
|--------------|-------------------|---------------------------|
| Установления | 115,1             | 41                        |
| Продолжения  | 26,4              | 1                         |

Во второй задаче рассматривается трехмерная стационарная фильтрация в области площадью около 64 км<sup>2</sup> с 3 геологическими слоями и 7 различными материалами, имеющими анизотропный тензор фильтрации вида  $K = \text{diag}\{K, K, 0, IK\}$ , где  $K$  меняется от 0,011 до 4,76 м/сут. Расчеты проводились на треугольнопризматических сетках из 3900 и 28500 ячеек с помощью двухточечной схемы, на сетке из 3900 ячеек также был проведен расчет О-схемой. Рассчитанные распределения насыщенности представлены на рисунках 2 и 3, а времена расчетов – в таблицах 2 и 3.

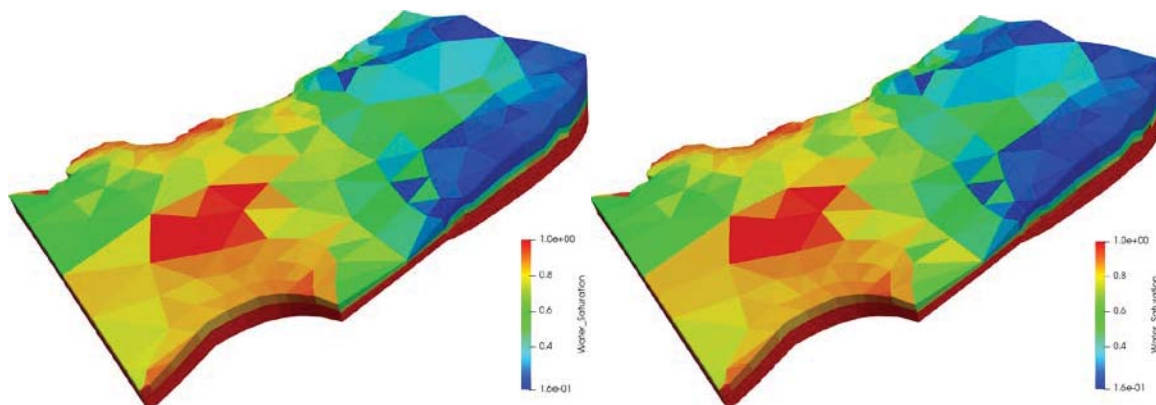


Рис.2. Распределение насыщенности в задаче о реальном объекте, сетка из 3900 ячеек, двухточечная схема (слева) и О-схема (справа)

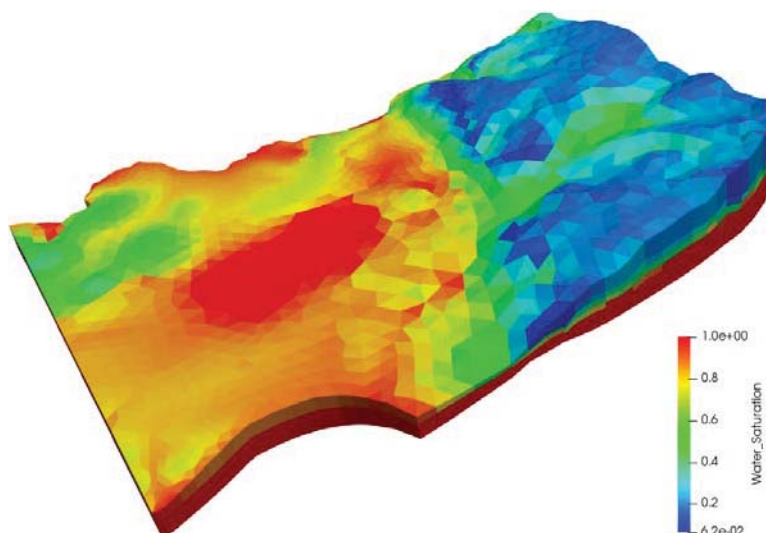


Рис.3. Распределение насыщенности в задаче о реальном объекте, сетка из 28500 ячеек, двухточечная схема

**Таблица 2. Времена расчетов для задачи о реальном объекте, сетка из 3900 ячеек**

| Метод                | Время расчетов, с | Количество шагов в методе |
|----------------------|-------------------|---------------------------|
| Установления         | 17,5              | 61                        |
| Продолжения          | 4,9               | 1                         |
| Продолжения, О-схема | 46,2              | 1                         |

**Таблица 3. Времена расчетов для задачи о реальном объекте, сетка из 28500 ячеек**

| Метод        | Время расчетов, с | Количество шагов в методе |
|--------------|-------------------|---------------------------|
| Установления | 3126              | 331                       |
| Продолжения  | 33,6              | 1                         |

## 5. Заключение

Предложен новый метод решения стационарных нелинейных задач фильтрации. Метод реализован в программном комплексе GeRa. Эффективность метода в сравнении с ранее использовавшимся показана на двух тестовых задачах. С помощью нового метода возможно более чем на порядок снизить время расчетов, появляется практическая возможность использовать более сложные схемы дискретизации, чем простая двухточечная схема МКО.

## Литература

1. van Genuchten M.Th. A closed-form equation for predicting the hydraulic conductivity of unsaturated soils //Soil Sci. Soc. Am. J. – 1980 – Vol.44 – №5 – Pp.892-898.
2. Anuprienko D. V., Капырин I. V. Modeling Groundwater Flow in Unconfined Conditions: Numerical Model and Solvers' Efficiency //Lobachevskii Journal of Mathematics. – 2018. – Т. 39. – №. 7. – С. 867-873.

# Способ стабилизации гамма-спектрометрического тракта портативного устройства радиационной паспортизации контейнеров с радиоактивными материалами

*Арбузников Д.Ю., Чуйкина А.В., Белов В.А., Сивачев Д.А., Степашкин В.В.*

*Научный руководитель: д.т.н., начальник отдела РФЯЦ-ВНИИЭФ Разиньков С.Ф.*

Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики

факс: (831-30) 4-45-69, эл. почта: otd4@expd.vniief.ru

## 1. Введение

В связи с особо высокой опасностью обращения с радиоактивными, в частности, ядерными материалами (РМ, ЯМ) и содержащими их изделиями, актуальна разработка приборных методик контроля наличия и сохранности таких изделий, основанных на использовании радиационных методов. При этом особое внимание должно быть уделено повышению безопасности контроля за счет его оперативности и возможности контроля без вскрытия упаковок. Кроме того, методики оперативного (рутинного) контроля должны быть по возможности простыми, максимально автоматизированными, не требующими высокой квалификации персонала и дорогостоящего оборудования. Одним из таких методов контроля является метод радиационной паспортизации (РП) контейнеров с РМ. Метод предназначен для контроля сохранности радиоактивных материалов в контейнерах без вскрытия.

Метод РП основан на создании и последующем сравнении «радиационных паспортов» контролируемых объектов, т.е. набора регистрируемых параметров проникающих излучений контейнеров с РМ [1]. Важным преимуществом использования оперативных радиационных методов является возможность снижения дозовых нагрузок на персонал при проведении контроля. В частности, возможность контроля изделий без их извлечения из контейнеров.

Для контроля наличия и сохранности РМ в контейнерах без их вскрытия разработано портативное устройство радиационной паспортизации контейнеров с РМ. Радиационный паспорт контейнера с РМ содержит количество отсчетов в выделенных диапазонах энергетического спектра гамма-излучения и в нейтронном канале. Полученный при первом измерении первичный радиационный паспорт контейнера с РМ используется затем при проведении аналогичных измерений контейнера в процессе его хранения или после перемещений в другие зоны баланса, на другие предприятия, с целью подтверждения наличия и сохранности РМ в контейнере. Процесс контроля и анализа полностью автоматизирован.

Для регистрации гамма-квантов используется сцинтилляционный детектор на основе кристалла NaI(Tl) с фотоэлектронным умножителем (ФЭУ), для регистрации нейтронов – газовые счетчики медленных нейтронов на основе  $^3\text{He}$ .

Во время испытаний на соответствие требованиям назначения и надежности было выявлено влияние различных факторов, дестабилизирующих гамма-спектрометрический тракт устройства. Поскольку для сравнения паспортов используются фиксированные интервалы энергий, очень важно, чтобы спектр был стабилизирован. Смещение на несколько каналов может привести к тому, что измеренный паспорт не будет идентичен полученному ранее на том же самом объекте. Для стабилизации спектра ранее использовалась программная корректировка спектра на основе температурного датчика, которая оказалась непригодна при высоких нагрузках.

Нестабильность энергетического спектра спектрометра возникает потому, что сцинтиллятор со временем теряет свои характеристики за счет деградации химических и физических структур. Также детектор подвержен большому числу дестабилизирующих факторов [2]. Нестабильность возникает и по дальнейшему пути следования сигнала в предусилителе, усилителе, АЦП, при переходе между ними.

Для устранения проблемы нестабильности необходимо разработать способ сквозной стабилизации коэффициента усиления и преобразования спектрометрического тракта устройства.

## 2. Состав и принцип работы системы стабилизации устройства

После обзора существующих методов стабилизации гамма-спектрометрического тракта [2] был выбран способ стабилизации энергетической шкалы спектрометра по пику входящего в конструкцию источника гамма-излучения  $^{232}\text{Th}$  низкой интенсивности (минимально значимая активность радионуклида  $^{232}\text{Th}$  в помещении или на рабочем месте  $10^3$  Бк [3]), расположенного в непосредственной близости от сцинтиллятора. Этот источник излучает гамма-кванты с энергией 2614 кэВ с достаточной для определения положения пика интенсивностью. Кроме этого источник изотопа  $^{232}\text{Th}$  используется для начальной градуировки энергетической шкалы гамма-спектрометрической системы по четырём пикам полного поглощения, соответствующим энергии гамма-квантов 78,8; 238,6; 583,2 и 2614,5 кэВ. К исходной конструкции устройства добавляется всего один элемент – источник  $^{232}\text{Th}$  активностью  $(900 \pm 50)$  Бк из диоксида тория  $\text{ThO}_2$ .

Корпус источника и пробка выполнены из нержавеющей стали. После засыпки в полость пробки диоксида тория и его уплотнения, пробка вваривается лазерной сваркой в полость корпуса, что обеспечивает надежную герметичность источника. Источник помещается в колпачок из пластмассы и прижимается свинцовой пластиной толщиной 1 мм. Колпачок с источником и свинцовой пластиной надевается на торец детектора.

Модуль гамма-детектора размещен в алюминиевом пенале, который включает: кристалл  $\text{NaI(Tl)}$  диаметром 25,4 мм, длиной – 50,8 мм, фотоэлектронный умножитель ФЭУ с резистивным делителем и магнитным экраном. Испущенные источником гамма-кванты будут регистрироваться детектором, импульсы с которого поступают на анализ в модуль управления и обработки данных.

В модуле управления и обработки данных (анализаторе) происходит усиление, амплитудно-цифровое преобразование импульсов, поступивших с модуля. По заданному протоколу и алгоритму происходит обмен данными и установочными коэффициентами с одноплатным компьютером.

В одноплатном компьютере, с использованием специально разработанного ПО, находится и обрабатывается стабилизационный пик 2614 кэВ. При смещении пика по каким либо причинам, программа меняет коэффициент усиления в модуле управления и обработки данных. Процесс стабилизации идет все время, пока включено устройство.

## 3. Принцип работы программного обеспечения

Пики полного поглощения в гамма-спектрометрии описываются функцией Гаусса. Площадь под кривой Гаусса определяется выражением [4]:

$$A = \sqrt{2 \cdot \pi} \cdot \sigma \cdot y_0 = 2,507 \cdot \sigma \cdot y_0 \cong 1,06 \cdot (\text{ПШПВ}) \cdot y_0,$$

где  $y_0$  – амплитуда пика;

$\sigma$  – среднее квадратичное отклонение;

**ПШПВ** – полная ширина пика на половине высоты.

Так как источник имеет малую интенсивность, а время на набор импульсов желательно минимизировать, поэтому счёт в пике полного поглощения 2614 кэВ набирается небольшой и необходимо учитывать статистически значимые величины.

При выборе участка спектра используются 2 критерия отбора:

1. Отбор по площади под кривой Гаусса –  $A = 1,06 \cdot (\text{ПШПВ}) \cdot y_0$ ;
2. Отбор по ПШПВ – так как известна разрешающая способность детектора в этой области, **ПШПВ =  $2,35 \cdot \sigma = 90 \div 100$  каналов.**

Для определения оптимальной площади  $A$ , по которой будет происходить отбор, была проведена серия испытаний [2]. Величина площади  $A$  под кривой Гаусса задается не более 40 отсчётов, при  $\sigma$  в пределах  $40 \div 70$  каналов.

Визуализация процесса определения положения пика полного поглощения 2614 кэВ по программе обработки спектрометрической информации с малой статистикой представлена на рисунке 1. Этот участок спектра аппроксимируется функцией Гаусса по методу наименьших квадратов.



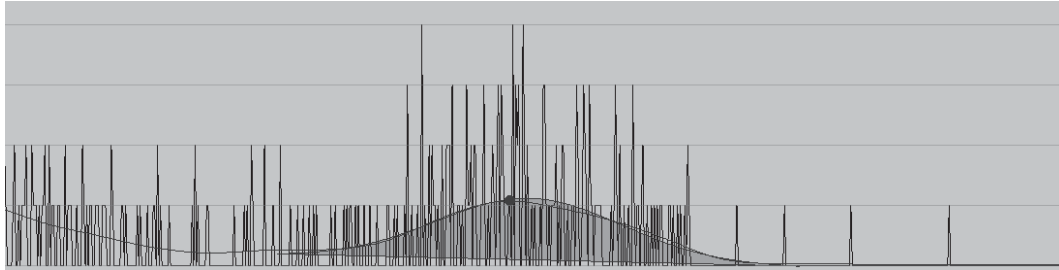


Рис. 1. Визуализация процесса определения положения гамма-пика 2614 кэВ по оригинальной программе обработки спектрометрической информации с малой статистикой

Положение найденного пика полного поглощения определяет дальнейшие действия программы. Если пик находится в том же положении, что и при предыдущем измерении – коэффициент усиления и преобразования остается прежним. Если положение пика меняется, то для следующего измерения коэффициент корректируется.

Коэффициент усиления измеряется в относительных единицах, изменение усиления на одну относительную единицу смещает положение центриды пика 2614 кэВ приблизительно на 1,7 канала анализатора устройства, в районе  $(3440 \pm 100)$  каналов.

#### 4. Проверка работоспособности способа стабилизации

Проведены испытания для проверки влияния системы стабилизации на температурную нестабильность тракта. Во время испытаний регистрировались гамма-кванты от источника  $^{232}\text{Th}$ . Определялось положение центриды пика 2614 кэВ, так как он является наиболее удаленным пиком и имеет наибольшую погрешность. Так же фиксировалось значение коэффициента усиления.

На рисунке 2 показано поведение коэффициента усиления и положения центриды пика 2614 кэВ при нагревании и охлаждении устройства.

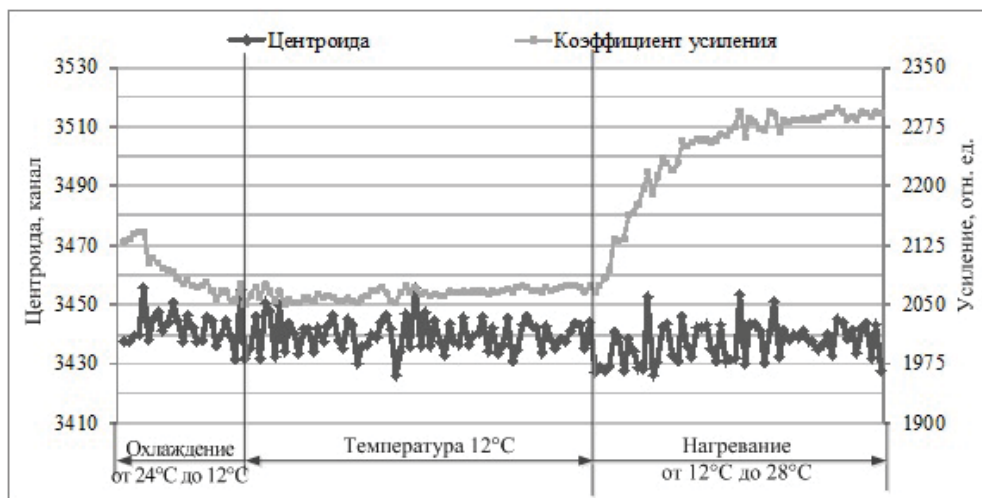


Рис. 2. Поведение центриды пика 2614 кэВ и коэффициента усиления при охлаждении и нагревании устройства от 12 °С до 28 °С

Из результатов экспериментов по охлаждению и нагреванию прибора видно, что с постепенным увеличением (понижением) температуры положение центриды пика 2614 кэВ на шкале спектрометра изменяется незначительно (примерно 0,4 %), благодаря обратной связи, которая за 1-2 итерации (1-3 минуты), посредством увеличения (уменьшения) коэффициента преобразования возвращает пик в исходное состояние.

Проведены испытания для проверки влияния системы стабилизации на нестабильность тракта, вызванную изменением статистической загрузки прибора. Во время испытаний регистрировались гамма-кванты от источника  $^{232}\text{Th}$  и разнообразных контрольных объектов. Как и в предыдущем испытании, определялось положение центриды пика 2614 кэВ и значение коэффициента усиления.

На рисунке 3 приведено поведение коэффициента усиления и положения центроиды пика 2614 кэВ при резком изменении входной загрузки прибора с  $200 \text{ с}^{-1}$  до  $3100 \text{ с}^{-1}$ .

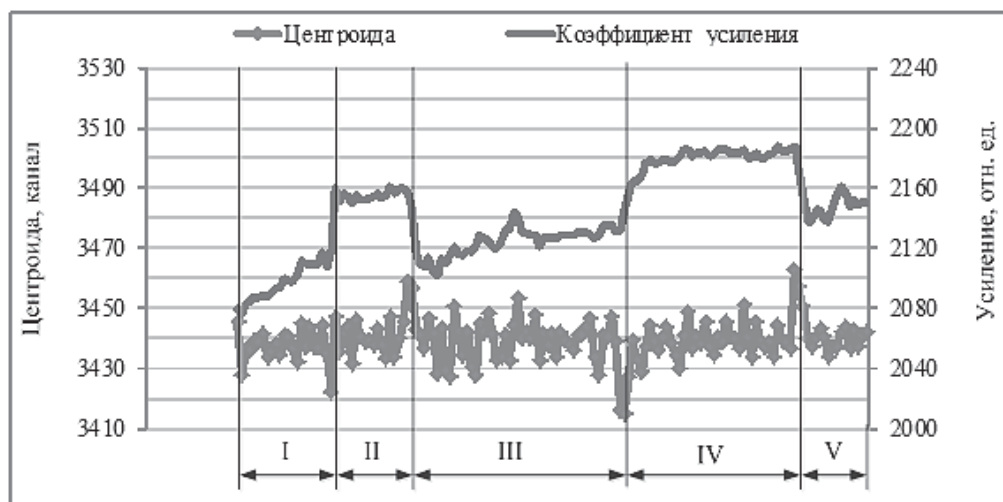


Рис. 3. Поведение центроиды пика 2614 кэВ и коэффициента усиления при увеличении и при уменьшении входной загрузки от 205 до 3100  $\text{с}^{-1}$ :

*I, III, V – малая загрузка – в среднем 205  $\text{с}^{-1}$ ,  
II, IV – высокая загрузка – в среднем 3100  $\text{с}^{-1}$*

Из результатов эксперимента видно, что с резким увеличением загрузки положение центроиды пика 2614 кэВ на шкале спектрометра мгновенно уменьшается на 20-30 каналов (примерно 1 %), а обратная связь за 1-2 итерации (1-3 минуты), посредством увеличения коэффициента усиления возвращает пик в исходное состояние. Медленное увеличение коэффициента усиления в течение нескольких часов объясняется прогревом устройства на несколько градусов во время работы.

## 5. Заключение

Разработан способ сквозной стабилизации коэффициента преобразования спектрометрического тракта устройства радиационной паспортизации контейнеров с РМ. С новой системой сквозной стабилизации коэффициента преобразования значительно улучшились показатели температурной и загрузочной стабильности, долговременной стабильности, оперативность и мобильность использования портативного устройства, упростилась процедура энергетической градуировки прибора.

Такой метод возможно применить только для радиационных приборов типа устройства радиационной паспортизации, так как в их работе рассматривается лишь несколько участков энергетического спектра, при этом регистрация паспортных сумм осуществляется в достаточно широких диапазонах энергий спектра, а фон при расчетах сумм вычитается. Диапазоны энергетического спектра гамма-излучения, используемые для радиационных паспортов, выбраны с учетом положения пиков полного поглощения на спектре урана и плутония.

## Литература

1. ОСТ 95 10539-97. Оборудование радиационного контроля ядерных материалов. Общие технические требования и методы испытаний. – Введ. 1998-07-01. – Москва: ЭНПРАН, 2010. 47 с.
2. Акашев Е.Г., Арбузников Д.Ю. и др. Разработка метода стабилизации гамма-спектрометрического тракта портативного устройства радиационной паспортизации – XXIII Нижегородская сессия молодых ученых (технические, естественные, математические науки) : материалы докладов. Том I / Отв. за выпуск И. А. Зверева. – Княгинино : НГИЭУ. 2018. – С.108-113.
3. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. СанПин 2.6.1.2523-09. – Введ. 2009-09-01. – Москва: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. – 87 с.
4. Райлли Д., Энслин Н., Смит Х. мл. и др. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов: Пер. с англ. – Москва: ЗАО «Издательство Бином», 2000. – 720 с., ил.

# РАСЧЕТ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПО ПРОГРАММЕ TDMCC НА ПРИМЕРЕ ТУК-159

Барченков И.А., Кечин В.И., Семенова Т.В., Шукаева О.Н.

РФЯЦ ВНИИЭФ

тел: (83130) 2-75-74, эл.почта: tvsemenova@vniief.ru

## Введение

Наша организация имеет более чем пятнадцатилетний опыт по разработке транспортных упаковочных комплектов (ТУК). Каждая такая разработка сопровождается большим количеством расчетов для обоснования ядерной и радиационной безопасности ТУК. В настоящее время для этих целей используется программа TDMCC [1].

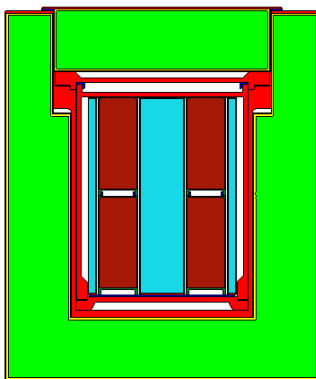
TDMCC – программное средство (ПС), разработанное для решения задач в трехмерной постановке по реакторной тематике методом Монте-Карло. При описании геометрии систем используется блочный принцип с заданием системы вложений.

В расчетах используются нейтронно-ядерные константы различных версий библиотек ENDF/B [2]. Параллельная версия программы разработана с использованием стандарта MPI.

Программа TDMCC аттестована Ростехнадзором для расчетов Кэфф. С учетом всех погрешностей Кэфф считается по формуле:  $K_{эфф} = K_{эфф}^p + \sigma_m + 3\sigma_p$ , где  $K_{эфф}^p$  - расчетное значение  $K_{эфф}$ ,  $\sigma_m = 0.6\%$  - методическая погрешность,  $\sigma_p = 0.02\%$  - статистическая погрешность.

Согласно нормам НП-053-16 и МАГАТЭ SSR-6 предельно допустимым значением Кэфф для одиночного ТУК считается величина 0.95 [3][4].

## Исходные данные ТУК-159



ТУК-159 [5] предназначен для перевозки ураносодержащих материалов с обогащением до 20% по  $U^{235}$  всеми видами транспорта, включая воздушный.

Конструктивно ТУК-159 состоит из пяти основных элементов: деревянный демпфер, силовой корпус, внутренний корпус чехол и 10 ёмкостей для размещения радиоактивного содержимого.

С учётом общего принципа консервативности, применяемого при решении задач ядерной безопасности (ЯБ), при постановке расчётов были учтены допуски на все конструктивные элементы и составы материалов, приводящие к увеличению реактивности системы. Для случаев, когда применение допусков не влияет на уровень критичности, были использованы номинальные значения параметров.

Рис.1. Продольное сечение ТУК-159

## Расчет ядерной безопасности ТУК-159

Согласно требованиям по обеспечению безопасности упаковок с ядерными делящимися материалами при воздушных перевозках, ЯБ рассматриваемой упаковки должна подтверждаться для следующих оценочных или реальных состояний упаковки: исходное состояние упаковки (нормальные условия перевозки); первая серия аварийных состояний после 1) падения упаковки на мишень с высоты 9 метров, 2) падения на упаковку плиты массой 500 кг с высоты 9 метров, 3) испытания на прокол/разрыв при падении упаковки на штырь массой 250 кг с высоты 3 метра, 4) усиленного теплового воздействия на упаковку со среднеобъемной температурой  $T=800^\circ\text{C}$  в течении не менее 60 минут; вторая серия аварийных состояний после столкновения упаковки с мишенью со скоростью  $\leq 90$  м/с.

Конечное состояние упаковки в сериях механических и тепловых аварийных воздействий должно оцениваться с учётом накопленных повреждений.

Для всех рассматриваемых состояний обязательным предполагается внешнее окружение ТУК слоем воды толщиной не менее 20 см.

## Постановка расчётов ядерной безопасности ТУК-159

Влияние формы перевозимого ураносодержащего материала (порошок, гранулы, таблетки, стержни и пр.), а также эффекта его уплотнения на уровень критичности системы сильно зависит от отсутствия/наличия воды в объёме ёмкостей. Для количественной оценки этих факторов в нормальных и аварийных условиях проведена вариация массы загрузки каждой 10 ёмкостей ТУК-159 в диапазоне от 1 до 5 кг. С целью моделирования формы и состояния ураносодержащего материала рассмотрено три варианта его описания: 1) компактная область с плотностью 19 г/см<sup>3</sup>, 2) компактная область с плотностью 10 г/см<sup>3</sup>, 3) равномерное распределение материала по всему объёму ёмкости, соответствующие металлической, прессованной и насыпной форме химических соединений урана.

Предварительные расчётно-аналитические оценки показали, что из всех перевозимых химических соединений урана, при прочих равных условиях, максимальной реактивностью обладает металлический уран ввиду максимальной удельной массы U<sup>235</sup>. В дальнейших расчётных оценках предполагалась загрузка упаковки металлическим ураном с обогащением 20% по U<sup>235</sup>.

## Результаты расчётов ядерной безопасности ТУК-159

### Нормальные условия перевозки

Исходное состояние ТУК-159: геометрия и расположение элементов конструкции ТУК проектное; внутри упаковки вода отсутствует; снаружи упаковка окружена слоем воды толщиной 20 см; все 10 ёмкостей упаковки равномерно загружены металлическим ураном с обогащением 20% по U<sup>235</sup>; форма, состояние и масса ураносодержащего материала в ёмкостях варьируется; температура упаковки и окружающей среды 20°C.

Максимальное значение  $K_{эфф} = 0.258$  получено для случая равномерной загрузки всех 10 ёмкостей металлическим ураном с плотностью 19 г/см<sup>3</sup> в случае загрузки областей в соответствии с 1 вариантом состояния ураносодержащего материала.

В Таблице 1 приведены вариации «базовой» постановки с  $K_{эфф} = 0.258$ . Масса урана в ёмкости для всех расчетов равнялась 5 кг, плотность урана – 19 г/см<sup>3</sup>.

Таблица 1. Расчётные значения  $K_{эфф}$ . Вариация входных параметров для «базовой» постановки с  $K_{эфф} = 0.258$ .

| Описание постановки   | $K_{эфф}^p$ |
|---|-------------|
| Сближение ураносодержащего материала в ёмкостях   | 0.290       |
| Температура T=100°C   | 0.259       |
| Плотность порошка карбида бора $\rho_{B_4C} = 0.9$ г/см <sup>3</sup>                        | 0.258       |
| Плотность порошка карбида бора $\rho_{B_4C} = 1$ г/см <sup>3</sup>                          | 0.258       |
| Плотность порошка карбида бора $\rho_{B_4C} = 1.1$ г/см <sup>3</sup>                        | 0.258       |
| Объём порошка В <sub>4</sub> С – 2/3 от начального, $\rho_{B_4C} = 1.905$ г/см <sup>3</sup> | 0.258       |
| Объём порошка В <sub>4</sub> С – 1/2 от начального, $\rho_{B_4C} = 2.54$ г/см <sup>3</sup>  | 0.260       |
| Масса замедлителя СН <sub>2</sub> в ёмкости 40 г  | 0.269       |
| Масса замедлителя СН <sub>2</sub> в ёмкости 200 г   | 0.349       |
| Комбинация эффектов с положительной реактивностью   | 0.416       |

Было рассчитано значение  $K_{эфф}$  для группы из 343 упаковок. В качестве состояния всех ТУК-159 в группе было принято состояние отдельной изолированной упаковки из последней задачи из таблицы 1.  $K_{эфф} = 0.418$ .

## Аварийные условия перевозки

Первая серия усиленных аварийных воздействий.

1) Заполнение водой всех свободных объёмов упаковки (кроме чехла). Модель компактного размещения урана. Была проведена вариация по плотности воды для задачи с загрузкой областей в соответствии с 1 и 2 вариантами состояния ураносодержащего материала (5 кг урана). И проведено сближение ураносодержащего материала в ёмкостях для обоих вариантов. Наибольшее значение  $K_{эфф}$  было получено для случая сближения ураносодержащего материала в ёмкостях (1 вариант) и составило  $K_{эфф}=0.483$ .

2) Заполнение водой всех свободных объёмов упаковки (кроме чехла). Модель гомогенного перемешивания урана с водой в ёмкостях ( $\rho_{H_2O}=1$  г/см<sup>3</sup>). Были рассмотрены случаи с плотностями урана 19, 15, 10, 5, 2.793 г/см<sup>3</sup> в ёмкостях, а также рассмотрены варианты изменения массы урана, при постоянной плотности (4.9, 4.5, 4 кг с плотностью равной 19 г/см<sup>3</sup>) Наибольшее значение  $K_{эфф}$  было получено для случая заполнения ёмкостей гомогенной смесью урана массой 5 кг и плотностью 19 г/см<sup>3</sup> с водой  $\rho_{H_2O}=1$  г/см<sup>3</sup> и составило  $K_{эфф}=0.676$ .

В таблице 2 представлены вариации для предыдущей задачи.

Таблица 2. Расчётные значения  $K_{эфф}$ . Вариация входных параметров для «базовой» постановки с  $K_{эфф} = 0.676$ .

| Описание постановки   | $K_{эфф}^p$ |
|---|-------------|
| Температура $T=100^\circ\text{C}$   | 0.673       |
| Плотность порошка карбида бора $\rho_{B_4C} = 0.9$ г/см <sup>3</sup>              | 0.683       |
| Плотность порошка карбида бора $\rho_{B_4C} = 1$ г/см <sup>3</sup>                | 0.681       |
| Плотность порошка карбида бора $\rho_{B_4C} = 1.1$ г/см <sup>3</sup>              | 0.679       |
| Объём порошка $B_4C$ – 2/3 от начального, $\rho_{B_4C} = 1.905$ г/см <sup>3</sup> | 0.749       |
| Объём порошка $B_4C$ – 1/2 от начального, $\rho_{B_4C} = 2.54$ г/см <sup>3</sup>  | 0.802       |
| Масса замедлителя $CH_2$ в ёмкости 40 г   | 0.679       |
| Масса замедлителя $CH_2$ в ёмкости 200 г  | 0.689       |

Также была проведена вариация по плотности воды в свободных полостях упаковки (кроме чехла). Максимальное значение  $K_{эфф}$  достигалось в случае  $\rho_{H_2O}=1$  г/см<sup>3</sup> и составило  $K_{эфф} = 0.676$ .

Также был рассмотрен случай выгорания деревянного демфера для «базовой» постановки с  $K_{эфф} = 0.676$ . Вместо дерева был рассмотрен углерод с  $\rho_C=0.3$  г/см<sup>3</sup> и вода с различной плотностью. Максимальное значение  $K_{эфф}$  достигалось в случае заполнения выгоревших объёмов углеродом с  $\rho_C = 0.3$  г/см<sup>3</sup> и составило  $K_{эфф} = 0.679$ .

Также были проведены расчеты  $K_{эфф}$  с заменой гомогенной водо-урановой смеси на равномерную решётку из сферизованных частиц урана, с различными радиусами сфер (0.01, 0.05, 0.1, 0.25, 0.5, 1, 1.5 см), заполненную водой для «базовой» постановки с  $K_{эфф} = 0.676$ . Максимальное значение  $K_{эфф}$  достигалось в случае заполнения ёмкости сферами из урана с радиусом 0.1 см и составило 0.689.

Исходя из предыдущих расчётов были выбраны условия, влияющие на повышение реактивности, и для комбинации этих эффектов  $K_{эфф} = 0.836$ .

Вторая серия усиленных аварийных воздействий.

Столкновение с мишенью при скорости не менее 90 м/с, приводящее к максимальному повреждению ТУК.

За исходную постановку была взята задача, суммирующая все положительные эффекты реактивности из первой серии усиленных аварийных воздействий. В ней порошок  $B_4C$  локализован в торцевой части чехла и спрессован до кристаллической плотности 2.54 г/см<sup>3</sup>, занимая ~1/3 начального

объёма. Вся свободная полость чехла затоплена водой с плотностью  $1 \text{ г/см}^3$ .  $K_{эфф}$  для этой задачи составил 0.906.

При гомогенном перемешивании всех материалов в полости внутреннего контейнера (50 кг металлического урана,  $10 \times 0.2 = 2$  кг полиэтилена  $\text{CH}_2$ , карбида бора  $\text{B}_4\text{C}$ , сталь чехла и десяти ёмкостей) и заполнении всех свободных объёмов водой с плотностью  $1 \text{ г/см}^3$  эффективность нейтронного поглотителя  $\text{B}_4\text{C}$  резко возрастает. Полученное значение  $K_{эфф}$  составило  $K_{эфф} = 0.141$ .

Было рассчитано значение  $K_{эфф}$  для группы из 125 упаковок. В качестве состояния всех ТУК-159 в группе было принято состояние отдельной изолированной упаковки из задачи с максимальным  $K_{эфф}$  для аварийных условий перевозки (Вторая серия).  $K_{эфф} = 0.906$ .

## Заключение

С учетом статистической  $\sigma_p = 0.02\%$  и методической погрешности расчетов  $\sigma_m = 0.6\%$  максимальное значение  $K_{эфф}$  для одиночной и группы упаковок ТУК-159 не превышали значения 0.95 и составили:

- в нормальных условиях эксплуатации -  $K_{эфф} = 0.421$ ,
- в аварийных ситуациях -  $K_{эфф} = 0.912$ .

Согласно результатам проведенных расчетов, транспортный упаковочный комплект ТУК-159 в соответствии с НП-053-16 и МАГАТЭ SSR-6 относится к упаковкам с делящимися материалами. Количество упаковок на одном транспортном средстве ограничено 50 штуками: пятикратное допустимое количество упаковок в нормальных условиях и двукратное допустимое количество упаковок в аварийных условиях остается подкритичным.

## Литература

1. Житник А.К., Рослов В.И., Семенова Т.В. и др. Программа TDMCC (Time Dependent Monte Carlo Code). Свидетельство о государственной регистрации №2010614412 ФГУП «РФЯЦ ВНИИЭФ».
2. Cross Section Evaluation Working Group Benchmark Specification. Cross Section Evaluation Working Group Thermal Reactor Benchmark Compilation, BNL 19302 (ENDF-202), June 1974.
3. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов. НП-053-16, Москва, 2016
4. Правила безопасности перевозки радиоактивных материалов. № TS-R-1. Конкретные требования безопасности. – Вена, МАГАТЭ, Издание 2012 года.
5. Овчинников Д. Универсальный комплект для урана. Страна РОСАТОМ Регионы №5, стр. 9

# Развитие подходов к эвристической оптимизации расчетных моделей: код MOUSE

*Блинов П.Д., Свительман В.С., Болдырев К.А.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

## 1. Введение

Безопасное обращение с радиоактивными отходами и их финальная изоляция являются актуальными вопросами для всех государств, использующих атомную энергию. Для обоснования безопасности системы захоронения необходим анализ выполнения основных функций безопасности (изоляция и удержания). Среди требований, предъявляемых международными и российскими нормативными документами к процедуре обоснования безопасности, важное место занимает требование учета неопределенностей на всех этапах расчетов по обоснованию безопасности [1]. В ИБРАЭ РАН разрабатывается программный комплекс MOUSE, реализующий инструменты учета неопределенностей прогнозного моделирования [2].

Неопределенности моделирования проистекают из трех основных источников – исходные данные, концепция модели и параметризация модели. Неопределенность параметризации может быть уменьшена путем подбора параметров модели таким образом, чтобы достигалось наилучшее согласие расчетных и экспериментальных данных об объекте. В общем случае эта задача может быть сведена к задаче оптимизации определением некоторой целевой функции, которую необходимо минимизировать. Для этого в код MOUSE включен соответствующий модуль, реализующий множество современных эвристических оптимизационных алгоритмов.

В данной работе представлен новый подход к эвристической оптимизации в рамках кода MOUSE, основанный на схеме параллельно-последовательной гибридизации оптимизационных алгоритмов.

Применение нового оптимизационного подхода иллюстрируется на примере модели выщелачивания нуклидов из магний-калий-фосфатной матрицы (один из наиболее перспективных типов матриц для захоронения РАО), реализованной в программном коде PhreeqC [3].

## 2. Постановка задачи

В ходе параметрической оптимизации какой-либо численной модели эвристические алгоритмы перемещают по параметрическому пространству модели поисковых агентов согласно принятому поведенческому закону. Во всякой новой точке требуется запуск модели с набором параметров, равным координатам этой точки. Количество перемещений точек и, следовательно, запусков модели возрастает с ростом размерности параметрического пространства (т.е. количества неопределенных параметров модели). Кроме того, такие алгоритмы основаны на случайных процессах и не гарантируют сходимости в однократном запуске алгоритма, поэтому процедура оптимизации состоит из  $N$  независимых запусков алгоритма. Где  $N$  определяется следующим образом.

Пусть необходимо получить точку глобального экстремума с вероятностью 0.99, а вероятность локализации алгоритма в глобальном экстремуме оптимизируемой функции равна  $p$ . Тогда в среднем необходимо запустить алгоритм  $N$  раз, где  $N$  – наименьшее натуральное число, удовлетворяющее неравенству  $1 - (1 - p)^N \geq 0.99$ .

Недостаток такой схемы оптимизации в том, что запуски алгоритма независимы, поэтому даже если они выполняются последовательно, информация о найденных лучших решениях, полученная на предыдущих запусках, никак не используется на следующих. Более того, это не представляется возможным, т.к. дополнительная информация в виде нескольких начальных решений может нарушить работу алгоритма и снизить его эффективность.

Но главная проблема подхода заключается в том, что заранее неизвестна вероятность локализации алгоритма в глобальном экстремуме данной функции (модели). И так как поведение алгоритмов на разных функциях различно, эта вероятность не может быть определена по синтетическим тестам.

Этими проблемами продиктована необходимость поиска новых подходов.

### 3. Новый подход к эвристической оптимизации

#### 3.1. Предпосылки

Все эвристические алгоритмы включают две компоненты случайного поиска – локальный поиск и глобальный поиск. Эти компоненты не сбалансированы. Алгоритмы, реализованные в коде MOUSE, были протестированы на наборе бенчмарков (контрольных задач для сравнения алгоритмов) и классифицированы по обсуждаемому признаку. Было выделено две группы: эксплореры (алгоритмы со смещением в сторону глобального поиска) и эксплойтеры (со смещением в сторону локального поиска).

Эксплореры быстро локализуются в экстремумах функции и обнаруживают перспективные области поиска, но плохо справляются с локальным поиском в полученных областях. Эксплойтеры хуже исследуют пространство поиска, но точнее определяют экстремум в найденной области.

#### 3.2. Сущность подхода

Подход состоит в разделении процесса оптимизации на две фазы – фаза глобального поиска (exploration), фаза локального поиска (exploitation). На фазе глобального поиска используются эксплореры, на фазе локального – эксплойтеры. Таким образом, в отличие от принятого подхода в такой схеме оптимизации каждый алгоритм занимается тем типом поиска, для которого он предназначен.

Полученные эксплорером решения, как будет видно на тестах далее, представляют собой кластеры примерно одинакового размера. Поэтому на эксплойтер накладывается дополнительное условие – топологическая структура поисковой популяции должна представлять собой несвязный граф.

Схема оптимизации состоит в следующем: эксплорер запускается некоторое количество раз, полученные лучшие решения передаются эксплойтеру в качестве начальных, затем проводится уточнение решения эксплойтером.

#### 3.3. Тестирование подхода на бенчмарках

Подход был протестирован на наборе бенчмарков. В качестве эксплореров использовались алгоритмы Harmony Search (HS) [4], Cuckoo Search (CS) [5], Biogeography-based Optimization (BBO)[6], а в качестве эксплойтеров – Standard Particle Swarm Optimization (SPSO)[7].

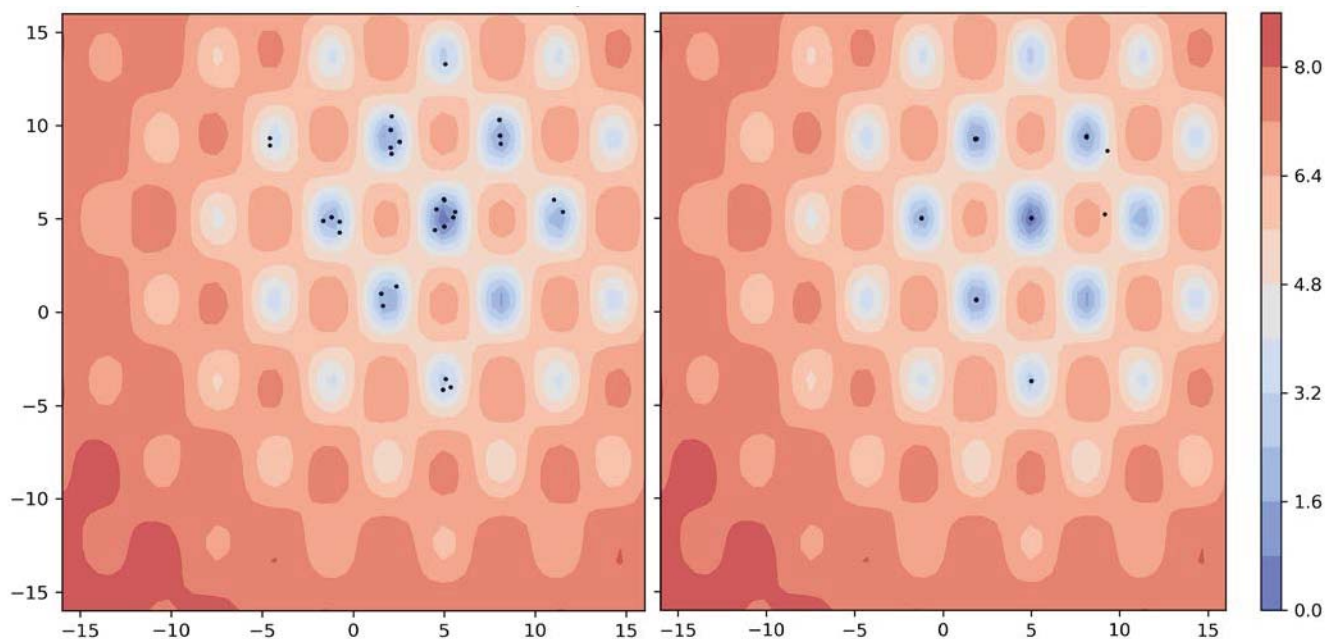


Рис. 1. Тест гибрида (CS+SPSO) на смещенной функции ReverseGriewank.  
Слева – лучшие решения фазы глобального поиска (алгоритм CS),  
Справа – все решения после фазы локального поиска (алгоритм SPSO).



На рис. 1 представлены результаты тестов оптимизации функции ReverseGriewank – алгоритм CS был запущен 20 раз итерациями по 100 вычислений функции, из каждого запуска взято по 2 лучших решения (все 40 точек изображены на левом рисунке). Эти точки переданы алгоритму SPSO как начальные, и алгоритм запущен на 500 вычислений функции. Лучшие решения, найденные эксплорером, кластеризуются в экстремумах функции. Эксплойтер объединяет точки кластера в независимую поисковую популяцию и проводит в каждой популяции локальный поиск, стягивая кластеры в ближайшие к ним экстремумы.

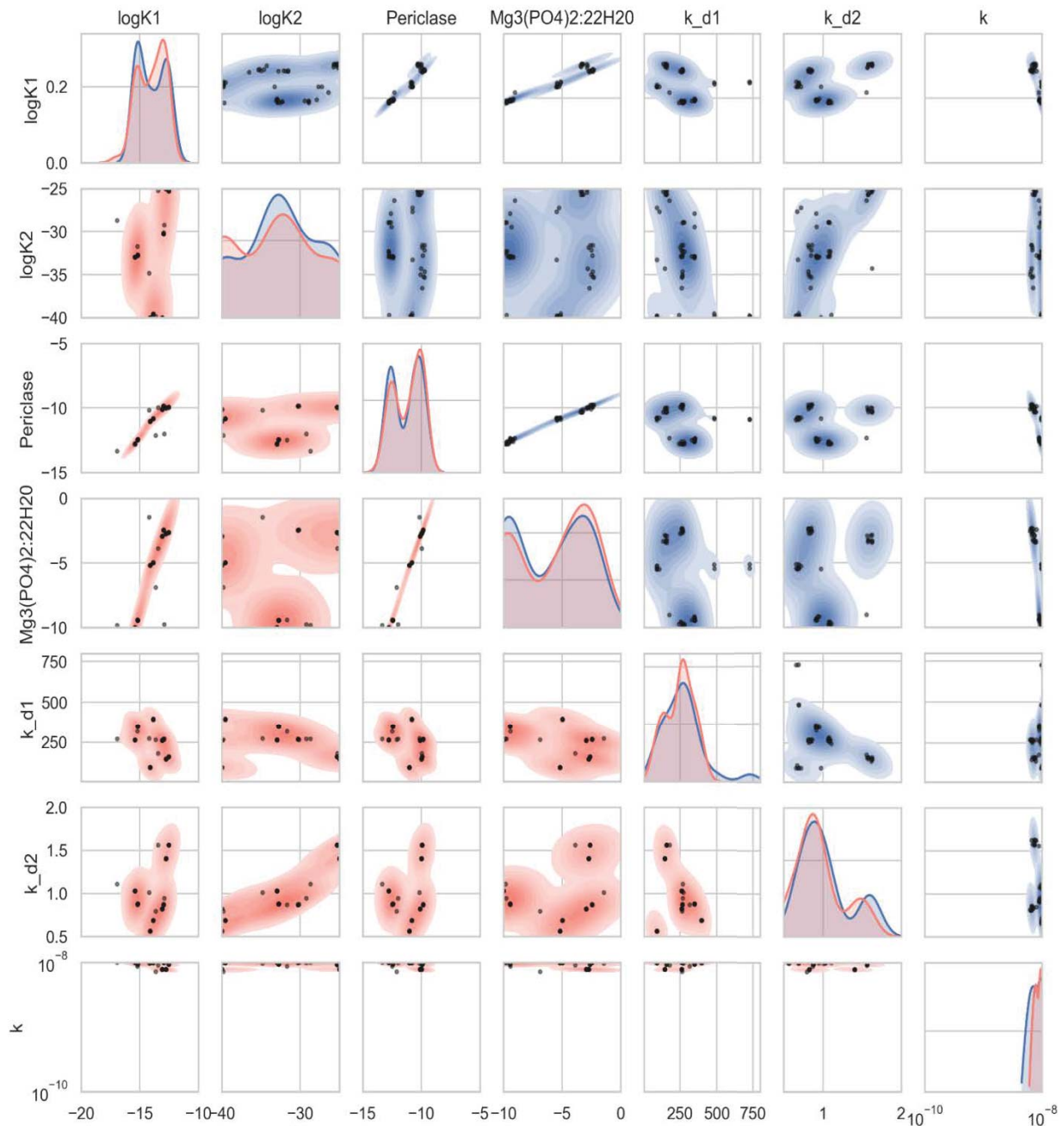


Рис. 2. Тест гибрида (CS+SPSO) на модели выщелачивания нуклидов из МКФ-матрицы.  
 Над диагональю – лучшие решения фазы глобального поиска (алгоритм HS),  
 Под диагональю – все решения после фазы локального поиска (алгоритм SPSO),  
 Диагональ – плотность распределения точек по соответствующим переменным модели.

### 3.4. Тестирование на модели выщелачивания

Представляемым методом была оптимизирована модель выщелачивания нуклидов из магний-калий-фосфатной керамики, разработанная в ИБРАЭ РАН. Для оптимизации использовались экспериментальные данные по выщелачиванию, полученные в ГЕОХИ РАН. Неопределенными параметрами были: константы скоростей реакций выщелачивания ( $\log K_1$ ,  $\log K_2$ ), индексы насыщения образующихся твердых фаз (Periclase,  $Mg_3(PO_4)_2 \cdot 22H_2O$ ) и коэффициенты функции торможения растворения ( $k_{d1}$ ,  $k_{d2}$ ,  $k$ ).

Задачей оптимизации в данном случае является минимизация отклонений расчетных и экспериментальных зависимостей. В качестве оптимизируемой целевой функции задано среднеквадратическое отклонение расчетных кривых выщелачивания Mg, K и P из матрицы в течение 92 суток от соответствующих экспериментальных зависимостей.

Алгоритм HS был запущен 10 раз с ограничением на 400 запусков модели, из каждого запуска сохранено 5 лучших решений. Полученные 50 точек переданы алгоритму SPSO в качестве начальных, который выполнялся с ограничением на 700 запусков модели.

Рисунок 2 иллюстрирует кластеризацию лучших решений фазы глобального поиска и изменение кластеров после фазы локального поиска. Видна тенденция уменьшения кластеров, что свидетельствует о сходимости алгоритма SPSO в ближайшие к кластерам минимумы целевой функции.

В результате оптимизации были получены значения параметров модели, при которых интегральное среднеквадратическое отклонение расчетных и экспериментальных данных составляет величину порядка  $10^{-4}$ .

## 4. Заключение

В рамках настоящей работы разработан новый подход к проведению эвристической оптимизации, базирующийся на двухстадийной организации поиска и строгом разделении специализаций алгоритмов. Подход позволяет исключить проблему определения требуемого числа независимых запусков алгоритма на данной функции, а также устраняет недостатки схемы независимой оптимизации, связанные с однократным использованием информации о лучших решениях.

Приведенный пример оптимизации параметров модели выщелачивания демонстрирует возможности адаптации рассмотренного подхода для реальных задач, возникающих в процессе получения численных оценок безопасности.

## Литература

1. Савельева, Е.А. Свительман, В.С. Методология и практические решения обращения с неопределенностями при обосновании безопасности пунктов захоронения РАО. Вопросы радиационной безопасности, 2016, № 2, с. 3-14.
2. Создание практической методологии комплексного обоснования безопасности объектов наследия, пунктов захоронения радиоактивных отходов, включая разработку и внедрение системы кодов и расчетно-прогностических комплексов. Этап 2016г. ЭТАП 3 [Текст] : отчет о НИР (итоговый): 08-12 / ФГБУ ИБРАЭ РАН ; рук. И.И. Линге ; отв. исполн.: С.С. Уткин ; исполнит. Д.В. Крючков [и др.]. – М., 2016. – 975 с. – Инв. 4745-Н.4д.21.2.2.16.1065-3.
3. D.L. Parkhurst, C. A. J. Appelo: User's guide to PHREEQC (Version 2). A computer program for speciation, batch-reaction, one-dimensional transport, and inverse geochemical calculations. (1999).
4. Geem Z. W., Kim J. H., Loganathan G. V. A new heuristic optimization algorithm: harmony search //simulation. – 2001. – Т. 76. – №. 2. – С. 60-68.
5. Gandomi, Amir Hossein, Xin-She Yang, and Amir Hossein Alavi. "Cuckoo search algorithm: a metaheuristic approach to solve structural optimization problems." *Engineering with computers* 29.1 (2013): 17-35.
6. Simon D. Biogeography-based optimization //IEEE transactions on evolutionary computation. – 2008. – Т. 12. – №. 6. – С. 702-713.
7. Bratton, Daniel, and James Kennedy. "Defining a standard for particle swarm optimization." *2007 IEEE swarm intelligence symposium*. IEEE, 2007.

# Расчетно-экспериментальное определение температурных условий испытаний в реакторе БОР-60

*Боев А.В.<sup>1,2</sup>, Погляд Н.С.<sup>1,2</sup>, Жемков И.Ю.<sup>1</sup>*

<sup>1</sup>АО «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов»  
<sup>2</sup>Дмитровградский инженерно-технологический институт (филиал национального исследовательского ядерного университета «МИФИ»), г. Дмитровград, Российская Федерация

тел: +7 904 180 53 50, эл.почта: bav@niiar.ru

## Введение

В реакторе БОР-60 в составе специально разработанных экспериментальных устройств (ЭУ) проводятся исследования совместного влияния радиационного воздействия и температуры на структуру и свойства используемых в ядерной энергетике материалов различного вида (топливных, конструкционных, поглощающих, замедляющих).

Для интерпретации результатов, полученных при проведении послереакторных исследований, необходимо определение температурных условий в течение всего процесса облучения исследуемых материалов, с учетом изменения во времени состава активной зоны (а.з.) реактора БОР-60, параметров его работы, а также характеристик ЭУ и его окружения [1].

Непосредственное влияние на температурные условия облучения образцов материалов оказывает конструкция ЭУ. При разработке конструкции ЭУ используются расчетные данные, полученные по современным интегральным и CFD кодам, а также имеющийся опыт расчетно-экспериментальных исследований. Несмотря на высокую детализацию описания конструкции ЭУ и процессов течения и теплообмена в современных кодах существует неопределенность при переносе полученных расчетных значений температуры с модели на реальное ЭУ.

Для снижения неопределенности расчетного определения условий облучения исследуемых материалов в начале испытаний как правило проводится методический эксперимент (МЭ). В работе представлена методика расчетно-экспериментального определения температурных условий облучения материалов в реакторе БОР-60 в составе экспериментального устройства и проведенного МЭ.

Целью данной работы было описание расчетно-экспериментальной методики определения температурных условий облучения образцов материалов в реакторе БОР-60 и особенностей ее применения на стадии разработки ЭУ, при проведении МЭ и длительных испытаниях.

## Расчетно-экспериментальное определение температурных условий облучения

На стадии разработки конструкции ЭУ проводятся расчетные исследования с целью обеспечения при проведении испытаний требуемых температурных условий. На температурные условия в ЭУ основное влияние оказывают внутренние источники тепловыделения. Для определения удельной мощности и распределения этих источников по ЭУ проводятся расчеты нейтронно-физических характеристик. Необходимо отметить, что расчетные исследования температурных условий облучения проводятся для определенного состояния реактора. Это состояние характеризуется такими параметрами, как расход теплоносителя через реактор, входная температура теплоносителя, тепловая мощность реактора, мощность сборок, окружающих ЭУ. Реактор является сложной системой взаимосвязанных компонентов и в течение микрокампании параметры его эксплуатации изменяются в определенных пределах. Учет влияния подобных изменений на температуры в ЭУ требует моделирования нестационарных взаимосвязанных процессов в первом контуре реакторной установки. Такие расчетные исследования проводятся с использованием специальных расчетных кодов, однако определение распределения температуры в ЭУ с высоким разрешением при этом затруднительно даже с использованием современных высокопроизводительных вычислительных систем.

Для учета влияния изменений параметров работы реактора во времени, а также для снижения неопределенностей, вносимых в расчетные модели различными факторами целесообразно использовать экспериментальные методы определения температурных условий облучения совместно с расчетными.

В реакторе БОР-60 есть одна инструментованная ячейка, которая позволяет организовать вывод информации от различных детекторов и датчиков по 50 независимым каналам, показания которых регистрируются информационно-измерительной системой (ИИС). МЭ проводится в инструментованной ячейке с on-line контролем параметров реактора (расход и входная температура натрия, тепловая мощность реактора) и температур в ЭУ. Температуры в ЭУ определяются с помощью термопар (ТП), размещенных при помощи специального термометрического зонда в точках ЭУ, определяемых по результатам предварительных расчётов. Полученные экспериментальные данные обрабатываются, строятся зависимости температур в ЭУ от параметров реактора и расположения ТП.

Главным преимуществом экспериментального определения температурных условий облучения в ЭУ является проведение измерений на реальном ЭУ, что исключает погрешности, которые возникают при создании расчетной модели ЭУ и моделировании процессов, протекающих в реакторе. МЭ может продолжаться как в течение 2-3-х суток, так и в течение нескольких микрокампаний, что позволяет оценить влияние изменения параметров работы реактора на распределение температуры в ЭУ.

К недостаткам экспериментального определения температуры относится то, что в результате МЭ определяются значения температуры только в точках размещения термопар, которые в силу конструктивных особенностей ЭУ могут значительно отличаться от температурных условий испытания образцов. Размещение ТП в ЭУ также приводит к изменению температурных условий облучения. ТП показывают не температуру исследуемых образцов, а температуру в месте их расположения.

МЭ может быть проведен только в инструментованной ячейке реактора, величины и распределение нейтронно-физических характеристик в которой могут значительно отличаться от ячейки, в которой в дальнейшем будет проводиться долговременное облучение. Это приведет к возникновению дополнительных погрешностей определения температуры образцов при переносе результатов МЭ на долговременные испытания образцов.

К недостаткам экспериментальных методов также относится их длительность и дороговизна, т.к. необходимо разработать и изготовить ЭУ, подготовить и провести МЭ, а затем обработать результаты. После проведения эксперимента все работы с ЭУ будут возможны только в защитной камере, что ограничивает возможности по внесению в конструкцию ЭУ изменений для обеспечения необходимых температурных условий.

Таким образом, применение экспериментальных и расчетных способов определения температурных условий облучения отдельно друг от друга ограничивает возможности по разработке ЭУ, планированию и проведению испытаний в реакторе и интерпретации полученных данных. Экспериментальные значения при этом служат опорными точками для расчетных методов, а расчетные методы, верифицированные по экспериментальным данным, используются для планирования и сопровождения экспериментов. Совместное расчетно-экспериментальное определение температурных условий облучения осуществляется в несколько этапов.

Первый этап представляет собой расчетные исследования и разработку конструкции ЭУ с использованием современных интегральных, CAD и CFD кодов. В расчетной модели используются номинальные параметры работы реактора, граничные условия и нейтронно-физические характеристики соответствуют инструментованной ячейке в выбранной для этого микрокампании. Одним из результатов первого этапа является определение величины расхода теплоносителя через ЭУ, которая соответствует требуемым по условиям эксперимента значениям температуры образцов. После определения значения расхода теплоносителя через ЭУ проводятся его гидравлические испытания, где экспериментально определяется гидравлическое сопротивление ЭУ. Далее в расчетную модель вносятся уточнения связанные с актуальным состоянием реактора на момент проведения МЭ, моделируются термометрический зонд и ТП, используется значение расхода теплоносителя через ЭУ полученное экспериментально. Результатом расчетных исследований на этом этапе являются прогнозные значения показаний ТП во время МЭ.

На втором этапе проводится МЭ. ЭУ с подключенным термометрическим зондом устанавливается в инструментованную ячейку, выводы ТП подключаются к ИИС. Реактор выводится на минимально контролируемый уровень мощности, затем в соответствии с программой эксперимента тепловую мощность реактора поднимают до номинального или требуемого уровня со стабилизацией на нескольких промежуточных режимах на 2÷3 часа. Во время проведения МЭ показания всех ТП, входная температура теплоносителя, тепловая мощность реактора, расход теплоносителя через реактор и др. записываются и в дальнейшем анализируются для определения зависимости показаний ТП от параметров реактора.

На последнем этапе, используя полученные расчетные и экспериментальные данные, определяются зависимости температуры исследуемых образцов от параметров, меняющихся в течение длительных испытаний.

$$T_{samp} = T_{in} + \frac{G}{G_n} \times \frac{W}{W_n} \times \Delta T_{calc} \times K_{ME} \times K_{hyd} \times K_N \times K_\gamma \times K_{burn}$$

$T_{samp}$  – расчетно-экспериментальное значение температуры образца в текущий момент времени

$T_{in}$  – текущее значение температуры теплоносителя на входе в реактор.

$G$  – текущее значение расхода теплоносителя через реактор.

$G_n$  – номинальное значение расхода теплоносителя через реактор, которое использовано в расчетных исследованиях.

$W$  – текущее значение тепловой мощности реактора.

$W_n$  – номинальное значение тепловой мощности реактора, которое использовано в расчетных исследованиях.

$\Delta T_{calc}$  – расчетное значение подогрева, представляющее собой разность между расчетным значением температуры образца и использованным в расчетных исследованиях номинальным значением температур теплоносителя на входе в реактор.

$K_{ME}$  – коэффициент, представляющий собой соотношение между расчетным и экспериментальным значениями подогрева в точке размещения ТП, ближайшей к образцу.

$K_{hyd}$  – коэффициент, представляющий собой соотношение между внутрореакторной проливкой при установке ЭУ в инструментированную ячейку для проведения МЭ и внутрореакторной проливкой в начале текущей микрокампании. Внутрореакторная проливка – это экспериментальное определение гидравлического сопротивления ЭУ, установленного в напорный коллектор реактора. В силу конструктивных особенностей напорного коллектора расход теплоносителя через одно и то же ЭУ при установке в различные ячейки реактора будет отличаться, что отражает данный коэффициент. Также в данный коэффициент входит соотношение значений давления теплоносителя в напорном коллекторе при проведении МЭ и в текущий момент времени, которые различаются в зависимости от конфигурации активной зоны реактора.

$K_N$  – коэффициент относительной мощности ЭУ, соотношение между значениями тепловой мощности при размещении ЭУ в текущей ячейке реактора и при проведении МЭ, нормированными на  $W_n$ . Зависит как от ячейки размещения ЭУ в реакторе, так и от конфигурации активной зоны в конкретной микрокампании.

$K_\gamma$  – коэффициент, позволяющий учитывать изменение мощности окружения. Температурные условия в ЭУ и окружающих сборках могут значительно различаться как по абсолютным значениям, так и по распределению. Влияние, оказываемое на температурные условия облучения образцов со стороны окружения, тем выше, чем менее эффективна теплоизоляция ЭУ. При перестановке ЭУ из инструментированной ячейки в ячейку для длительных испытаний, а также при изменении окружения этой ячейки влияние окружения на температурные условия в ЭУ изменяется. Зависимость влияния на температурные условия в ЭУ от тепловой мощности окружения определяется на первом этапе расчетно-экспериментальных исследований. Для абсолютно теплоизолированного ЭУ этот коэффициент равен 1, для частичной теплоизоляции значение меньше 1 при снижении тепловой мощности окружения и выше 1 при ее увеличении.

$K_{burn}$  – коэффициент, позволяющий учитывать влияние изменения тепловыделения в ЭУ при длительных испытаниях связанного с выгоранием топлива и/или поглотителя, определяется на первом этапе расчетно-экспериментальных исследований. Для нетопливных ЭУ равен 1.

В реальных ЭУ образцы либо сгруппированы по высоте в отдельные сегменты, либо представляют собой единичные образцы, сравнимые по длине с высотой облучательного объема. Это позволяет упростить расчетно-экспериментальное определение температурных условий облучения образцов. Для каждого сегмента, либо для каждого единичного образца на первом этапе рассчитываются минимальное и максимальное расчетные значения температуры облучения. Затем, используя эти расчетные значения, определяются расчетно-экспериментальные зависимости максимальной и минимальной температур от параметров, меняющихся в течение длительных испытаний.

Полученные зависимости формируют диапазон, в котором гарантированно находились значения температуры образцов выбранного сегмента или единичного образца за все рассматриваемое время облучения. Подобный подход позволяет рассматривать температурные условия облучения дифференцированно на всем временном промежутке, соответствующем проведению испытаний, с учетом изменения параметров работы реактора при работе на стационарном уровне и переходных процессах.

В качестве примера на рисунке 1 показаны тепловая мощность реактора и входная температура теплоносителя во время одной из микрокампаний реактора БОР-60, а на рисунке 2 приведены расчетно-экспериментальные значения температуры образцов конструкционных материалов, испытываемых в ЭУ с твэльным подогревом [2] во время этой же микрокампании. В ЭУ с твэльным подогревом поддерживать требуемую температуру облучения возможно как на номинальном, так и на пониженном уровне мощности реактора (на рисунке 2 с 1 по 38 сутки работы реактора). Для этого необходимо обеспечивать пропорциональное соотношение мощности реактора и расхода теплоносителя через реактор на постоянном уровне, соответствующем номинальному режиму работы. Как видно из рисунка максимальные и минимальные температуры образцов почти не изменялись при двух режимах работы реактора БОР-60, но заметны высокие отклонения входной температуры от номинальных значений при работе реактора на пониженных параметрах, что отразилось на температурных условиях облучения образцов.

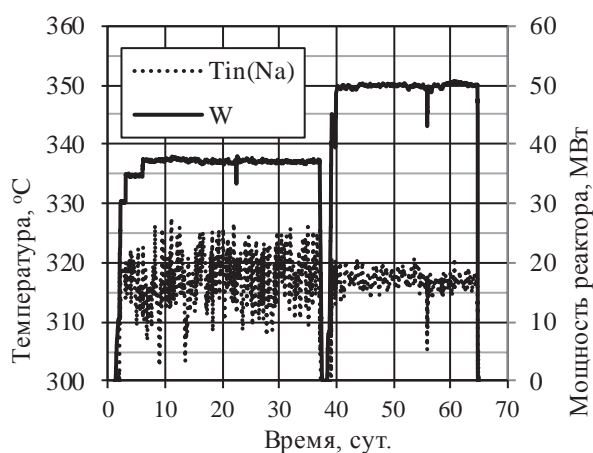
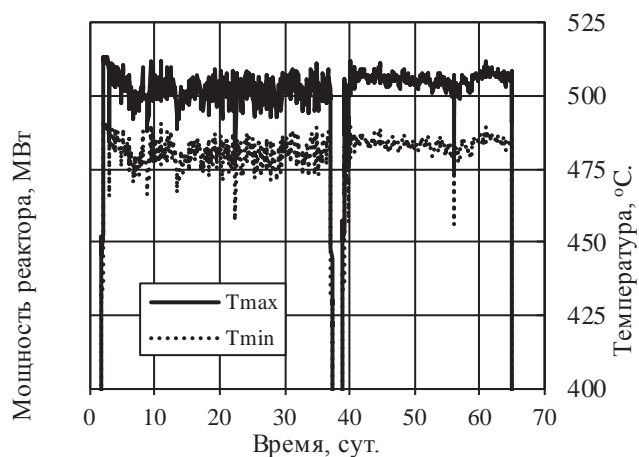


Рис. 1 Тепловая мощность реактора ( $W$ ) и входная температура теплоносителя в реактор ( $T_{in}(Na)$ ) во время одной из микрокампаний



$T_{max}$  – максимальные значения температуры образцов,  $T_{min}$  – минимальные значения температуры образцов;

Рис. 2 Расчетно-экспериментальные значения температуры образцов конструкционных материалов в ЭУ с твэльным подогревом

## Заключение

Расчетно-экспериментальное определение температурных условий облучения, описанное в работе, сочетает в себе преимущества характерные как для расчетных, так и для экспериментальных методов. При этом вклад недостатков обоих методов взаимно компенсируется. В настоящее время данная методика успешно применяется для проведения большого объема испытаний в реакторе БОР-60 и ее эффективность неоднократно подтверждена результатами послереакторных исследований.

## Литература

1. Расчетно-экспериментальные исследования в обоснование температурных условий облучения конструкционных материалов в реакторе БОР-60 / А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, А.Н. Козолуп, Н.С. Погляд, Д.Я. Вострецов. Известия Самарского научного центра Российской академии наук, 2012, том 14, №4(4), с. 990-995.
2. Computational and experimental study of an irradiation rig with a fuel heater for the BOR-60 reactor. / Varivtsev A.V., Zhemkov I.Yu., Boev A.V., Ishunina O.V., Naboyshchikov Yu.V., Poglyad N.S., Sharonova M.G. Nuclear Energy and Technology, 2016, no. 2, pp. 126–131.

# Разработка механизмов передачи прав собственности на ядерно- и радиационно опасные объекты наследия от одного юридического лица к другому

*Будунова А.С., инженер ИБРАЭ РАН, студент 2 курса магистратуры Финансового университета при Правительстве РФ*

*Научный руководитель: к.э.н., доц., науч. сотр. ИБРАЭ РАН Ильясов Д.Ф.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-44, эл. почта: budunova@ibrae.ac.ru

## 1. Введение

Проблема обращения с объектами ядерного наследия (далее – ОЯН) носит комплексный характер. Под ОЯН понимаются объекты, которые создавались для решения государственных задач обороны и энергетики в период отсутствия современных требований к обеспечению ядерной и радиационной безопасности, в том числе объекты, эксплуатация которых по функциональному назначению прекращена и которые находятся на стадиях вывода из эксплуатации, захоронения, утилизации. Мировой опыт в области ликвидации ОЯН показывает, что одной из наиболее эффективных организационно-финансовых моделей обращения с такими объектами является консолидация обязательств, ответственности, полномочий и финансовых потоков в рамках одного хозяйствующего субъекта – оператора ядерного наследия. Аналогичные идеи по созданию оператора в той или иной форме реализованы в США и Великобритании, где обращение с ядерным наследием осуществляют Министерство энергетики США (DOE) и Управление по выводу из эксплуатации ядерных объектов Великобритании (NDA). Создание оператора позволяет оптимизировать систему обращения с ОЯН за счет: снижения затрат на поддержание ОЯН в безопасном состоянии, освобождения эксплуатирующих организаций от непрофильной для них деятельности и концентрации на основных направлениях, централизованного освоения компетенций по обращению с ОЯН и их тиражирования в рамках всей отрасли.

Идея централизации компетенций не является новой для отечественной атомной отрасли. Ранее аналогичные подходы уже реализовывались при создании ряда организаций внутри контура Госкорпорации «Росатом»:

1. Создание национального оператора по обращению с радиоактивными отходами (РАО) ФГУП «НО РАО», ответственного за окончательную изоляцию РАО.
2. Создание специализированной организации по обращению с РАО (в частности, хранение и переработка) ФГУП «РосРАО» (на базе спецкомбинатов «РАДОН»).
3. Концентрация компетенций по приведению остановленных промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР) в ядерно- и радиационно безопасное состояние в рамках АО «ОДЦ УГР».
4. Концентрация компетенций по выводу из эксплуатации атомных энергоблоков в «Опытном-демонстрационном инженерном центре по выводу из эксплуатации» (ОДИЦ) (филиал АО «Концерн Росэнергоатом»).

Практика реализации данных проектов свидетельствует о необходимости качественной подготовки и проработки всех сопровождающих сделки процедур. Ошибки при выборе механизмов передачи прав собственности и прочие правовые трудности могут привести к чрезмерным издержкам и снижению эффективности проекта. В связи с этим на подготовительном этапе необходимо выполнить ряд исследований для поиска путей минимизации транзакционных издержек в рамках действующего законодательного поля. К наиболее важным вопросам к проработке для сторон, участвующих в сделке, целесообразно отнести следующие:

1) передача прав собственности (прав хозяйственного ведения) на объекты имущества (ОЯН и связанные объекты инфраструктуры);

2) лицензирование деятельности по эксплуатации объектов и их последующий вывод из эксплуатации и прочей разрешительной документации (при этом к соискателю лицензии предъявляется

ряд требований, согласно которым он обязан иметь соответствующий квалифицированный персонал и необходимое оборудование для безопасного обращения с ОЯН);

3) выполнение требований по обеспечению физической защиты ОЯН принимающей стороной согласно НП-034-15;

4) формирование договорных отношений на оказание услуг (на закупку, поставку, аренду, залога, кредита, поручительства и прочие) для обслуживания ОЯН, оформление соглашений о перемене лиц в договорах, соглашений о расторжении договоров или заключение новых договоров.

Целью данной работы является поиск оптимальных путей передачи прав собственности (права хозяйственного ведения) на ОЯН от одного юридического лица к другому, позволяющих минимизировать транзакционные издержки и риски. Для достижения цели в рамках исследования изучены возможные варианты передачи имущества между различными юридическими лицами, проведен их сравнительный анализ с точки зрения возникающих сопутствующих издержек и рисков и даны рекомендации по приоритетным решениям.

## **2. Возможные механизмы передачи объектов имущества**

На первом этапе изучены общие подходы к передаче объектов имущества от одного юридического лица к другому. В качестве возможных схем рассматриваются 5 наиболее распространённых вариантов:

1. Вклад в уставный капитал (увеличение уставного капитала общества путём размещения дополнительных акций). Оплату акций можно производить неденежными средствами в виде недвижимого имущества. Для определения рыночной стоимости такого имущества должен привлекаться оценщик, если иное не установлено федеральным законом. Обязательным является этап регистрации перехода права собственности на недвижимое имущество.

2. Вклад в имущество. Эксплуатирующие организации, выступив учредителями акционерного общества, осуществив оплату уставного капитала денежными средствами, исходя из некоей минимально требуемой суммы, в дальнейшем могут вносить безвозмездные вклады в имущество общества, что предусмотрено ст.32.2 Федерального закона от 26.12.1995 № 208-ФЗ «Об акционерных обществах», в соответствии с которой акционеры на основании договора с обществом имеют право в целях финансирования и поддержания деятельности общества в любое время вносить в имущество общества безвозмездные вклады в денежной или иной форме, которые не увеличивают уставный капитал общества и не изменяют номинальную стоимость акций.

3. Реорганизация. Процедура реорганизации предполагает выделение из эксплуатирующей организации юридического лица, которому будут переданы активы. В дальнейшем процедура предполагает присоединение выделившегося общества к иному юридическому лицу. Присоединяемое общество и общество, к которому осуществляется присоединение, заключают договор о присоединении. При присоединении одного общества к другому к последнему переходят все права и обязанности присоединяемого общества в соответствии с передаточным актом.

4. Купля-продажа. В соответствии со ст.549 ГК РФ по договору купли-продажи недвижимого имущества продавец обязуется передать в собственность покупателя земельный участок, здание, сооружение, квартиру или другое недвижимое имущество (статья 130 ГК РФ).

5. Безвозмездная передача. В соответствии со ст. 572 ГК РФ по договору дарения одна сторона (даритель) безвозмездно передает или обязуется передать другой стороне (одаряемому) вещь в собственность либо имущественное право (требование) к себе или к третьему лицу, либо освобождает или обязуется освободить ее от имущественной обязанности перед собой или перед третьим лицом.

На втором этапе проведен анализ рисков и издержек, обусловленных процедурой передачи ОЯН от одного юридического лица к другому. Результаты проведенного анализа коротко представлены в таблице 1.



**Таблица 1. Анализ рисков и издержек возможных механизмов передачи объектов ядерного наследия**

| Схема передачи         | Этапы   | Налоговая нагрузка  | Риски и ограничения  |
|------------------------|---|---|--|
| Вклад уставный капитал | в<br>1. Корпоративное решение принимающей стороны о дополнительной эмиссии.<br>2. Дополнительная эмиссия акций.<br>3. Корпоративное решение о покупке акций и вкладе в уставный капитал.<br>4. Регистрация имущества. | Минимальная:<br>НДС, налог на прибыль у принимающей и передающей сторон не возникает.<br>НДС к вычету у принимающей стороны не принимается.                             | Сложности организационно-правового характера: проведение общего собрания акционеров, обязательная оценка стоимости имущества, регистрация дополнительной эмиссии акций, внесение изменений в устав акционерного общества.  |
| Вклад имущество        | в<br>1. Корпоративное решение собственника о покупке акций и вкладе в имущество.<br>2. Регистрация имущества.   | Средняя:<br>От НДС операции по внесению вкладов в имущество общества не освобождены.<br>При передаче имущества принимающей стороне необходимо исчислить и уплатить НДС. | Риск признания сделки недействительной из-за нанесения убытка акционерам при передаче имущества со значительной балансовой стоимостью.   |
| Реорганизация          | 1. Корпоративное решение собственника о выделении.<br>2. Корпоративное решение о присоединении нового общества к другому юридическому лицу.<br>3. Регистрация имущества.  | Минимальная:<br>Полное отсутствие налоговой нагрузки при передаче имущества.  | 1. Существенные сроки реализации процедуры в силу ее многоэтапности.<br>2. Процедура усложнена большим количеством организационно-управленческих мероприятий.<br>3. Риски предъявления кредиторами требований о досрочном исполнении обязательств.<br>4. Риски принимающей стороны по солидарной ответственности по долгам реорганизуемой эксплуатирующей организации. |
| Купля-продажа          | 1. Оценка имущества (необязательно).<br>2. Корпоративное решение обеих сторон.<br>3. Регистрация имущества.   | Высокая:<br>НДС к уплате у передающей стороны.<br>НДС к вычету у принимающей стороны не принимается.  | 1. Необходимость обеспечения значительных финансовых потоков принимающей стороне на приобретение имущества.<br>2. При значительных расхождениях между остаточной стоимостью реализуемого имущества и ценой сделки – возрастают риски доначисления налога на прибыль.   |
| Безвозмездная передача | 1. Корпоративное решение собственника о безвозмездной передаче.<br>2. Регистрация имущества   | Высокая:<br>НДС к уплате у передающей стороны.<br>Налог на прибыль у принимающей стороны.   | Наличие императивного законодательного запрета на реализацию процедуры (запрет дарения между коммерческими организациями).   |

### 3. Выбор оптимальных механизмов для передачи ОЯН

На третьем этапе сформированы рекомендации по оптимальным схемам передачи ОЯН с учетом сопутствующих рисков и издержек для различных вариантов. Выбор оптимального механизма передачи ОЯН осуществлялся в зависимости от организационно-правовой формы (ОПФ) принимающей и передающей сторон. В настоящий момент объекты ядерного наследия находятся в собственности юридических лиц ОПФ акционерные общества (АО) и федеральные государственные унитарные предприятия (ФГУП). В связи с этим следует выделить несколько траекторий передачи ОЯН: передача от АО в АО, передача от АО во ФГУП, передача от ФГУП во ФГУП. В рамках данной работы передача из ФГУП в АО не рассматривается в силу отсутствия правовых оснований в действующем законодательстве для ее реализации.

В случае, если ОЯН передаются между АО, наиболее эффективным вариантом передачи с точки зрения оптимального соотношения рисков и издержек является вклад в уставный капитал (сложный в реализации, но минимальный уровень риска и налоговой нагрузки, согласно результатам анализа, представленным в таблице 1).

Передача объектов между ФГУП является наиболее простым случаем с точки зрения организации. Имущество унитарного предприятия находится в федеральной собственности и принадлежит такому предприятию на праве хозяйственного ведения. В соответствии со статьей 20.1 закона № 161-ФЗ «О государственных и муниципальных унитарных предприятиях» права собственника имущества федеральных государственных унитарных организаций атомной отрасли и порядок осуществления этих прав регулируются с учетом особенностей, установленных законом № 317-ФЗ «О Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом», в котором сказано, что в полномочия Госкорпорации входит принятие решений о перераспределении имущества, закрепленного на праве хозяйственного ведения за подведомственными предприятиями, между этими предприятиями. Так как в данном случае обе стороны являются унитарными предприятиями, то при передаче объектов наследия смена собственника не происходит, следовательно, объект обложения НДС не возникает.

Оптимальной траекторией передачи ОЯН от АО во ФГУП является двухэтапная передача: безвозмездная передача объектов наследия в собственность Российской Федерации и закрепление на вещном праве за ФГУП имущества. Данный вариант предполагает реализацию следующих процедур:

1) Передача (дарение) объектов в собственность РФ. Гражданский Кодекс РФ устанавливает запрет на дарение между коммерческими организациями, однако на сделки дарения между коммерческими и некоммерческими организациями такой запрет не распространяется. Безвозмездная передача основного средства в налоговом учете не порождает какого-либо дохода. Соответственно, отсутствует налог на прибыль. В связи с положениями пп. 5 п. 2 ст. 146 НК РФ и пп. 3 п. 3 ст. 39 НК РФ, в случае, когда объект передается на безвозмездной основе некоммерческой организации для целей ее уставной деятельности или государственным органам и учреждениям, объекта налогообложения по НДС не возникает.

2) Принятие решения Росимуществом о передаче в собственность РФ объектов наследия АО и оформление распоряжения о закреплении данных объектов на праве хозяйственного ведения за ФГУП.

3) Перерегистрация передаваемых объектов АО на Росимущество и организации ФГУП. Собственник в лице Росимущества распоряжается принадлежащим ему имуществом путем передачи его унитарному предприятию на праве хозяйственного ведения (сверх взноса в уставный фонд). По российскому законодательству это предусматривается п. 3 ст. 215, п. 3 ст. 299 ГК РФ. Для целей налогообложения прибыли доходы в виде средств и иного имущества, полученного унитарным предприятием от собственника имущества данного предприятия или уполномоченного им органа, при определении налоговой базы не учитываются. Полученные объекты будут признаваться в налоговом учете амортизируемым имуществом (будет амортизироваться в порядке, установленном гл. 25 НК РФ).

### 4. Заключение

В работе проведён анализ возможных механизмов передачи объектов ядерного наследия от одного юридического лица к другому в части сопутствующих процедур издержек и рисков. В рамках существующего законодательного поля определены оптимальные схемы передачи ОЯН от одного юридического лица к другому, учитывающие ОПФ участников сделки.

# Визуализация тензоров и тензорных полей

*Бутов Р.А., инженер ИБРАЭ РАН*

*Научный руководитель: к.ф.-м.н. с.н.с. ИБРАЭ РАН Дробышевский Н.И.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: +7 (905) 767-60-39, эл. почта: bra@ibrae.ac.ru

## 1. Введение

С ростом вычислительных мощностей и соответствующим объемом результатов расчетов, обработка и анализ полученных данных требует все большего объема времени. Данная тенденция характерна для многих областей науки и техники, так в экспериментальных исследованиях растет количество и частота снимаемых показаний, в теоретических изысканиях требуется учет чувствительности данных и неопределенностей.

Анализ напряженно-деформированного состояния (НДС) требуется для определения возможности конструкции выполнять свою функцию под воздействием приложенной к ней нагрузки (прочность). Для этого необходимо учитывать не только сами нагрузки, но и поведение материала (деформация, разрушение, трещинообразование) под их воздействием (модель материала). Базовыми элементами используемые практически во всех моделях, являются тензоры напряжений и деформаций. Первый характеризует трехмерное напряженное состояние (сжимающие, растягивающие и сдвиговые силы на площадках в объеме материала), второй соответствующие деформации. По сути, модель материала – это связь между тензорами напряжений и деформаций.

На сегодняшний день размер расчетных сеток составляет десятки миллионы ячеек, а значит на каждый временной шаг, для анализа поступает миллион пар тензоров напряжений и деформаций. При наличии сотен шагов по времени, кол-во пар возрастает до миллиарда. Для анализа полученных данных используются как расчетные, так и ручные (визуальные) подходы. Все эти подходы сводятся либо к задаче оптимизации (поиска максимума/минимума какого-либо параметра, например, тензора напряжений или комбинаций его компонент), либо к задаче регрессии (корреляции или чувствительности, зависимости одних параметров от других, например тензора напряжений от свойств материала).

Учитывая объем расчетных данных, выполнение указанных выше задач в визуальном режиме, становится практически невозможным, ввиду больших затрат времени. Методам визуальной оценки расчета НДС, а в частности визуализации тензоров и их полей посвящена эта работа. Все подходы реализованы на языке Python [1].

## 2. Визуализация тензоров

Для визуализации тензоров использовалась библиотека `matplotlib` [2]. В качестве примера был взят тензор напряжений. Тензор связывает силу, действующую на произвольно выбранную поверхность в точке тела. При умножении тензора на нормаль поверхности, получается вектор силы, действующей на этой поверхности. Если поварьировать все возможные направления площадок в точке пространства и искусственно расширить точку до сферы, то в результате будет получена визуализация тензора (Рис. 1).

При наличии только диагональных компонент, в точке реализуются состояние сжатия (при значении диагональной компоненты меньше 0) или состояние растяжения (при значении больше 0). Смешанные компоненты характеризуют различные состояния сдвига. При этом знак этих компонент меняет направление, но не характер нагрузки (по крайней мере для изотропных по свойствам материалов). Противоположные компоненты тензора напряжений равны (тензор симметричный), так как в случае их неравенства, в теле будут появляться силы вращения, которые как правило в твердых телах не наблюдаются. В общем случае в каждой точке твердого тела реализуется некоторое смешанное состояние.

Черные стрелки – главные или собственные вектора тензора, с длиной равной соответствующим им главным значениям тензора. Для не симметричного тензора с наличием вращения (Рис. 1в), где вектор состоит из вещественной и мнимой части, мнимая часть показана точками.

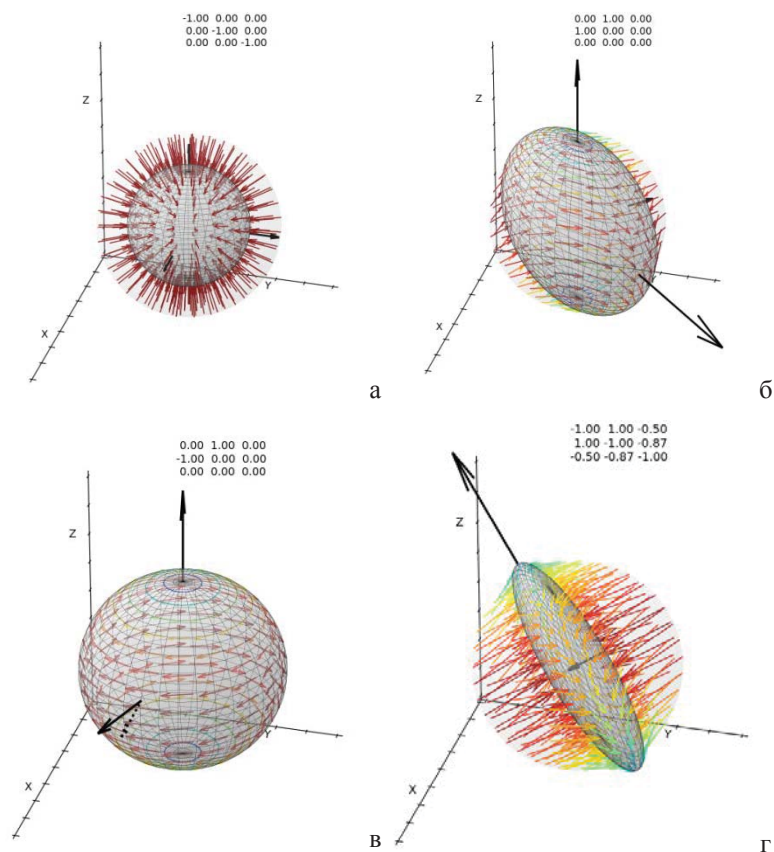


Рис. 1. Тензоры: а – сжатие, б – сдвиг, в – вращение, г - смешанный

### 3. Визуализация тензорных полей

Для визуализации тензорных полей использовался подход, распространённый в области анализа больших данных, состоящий из двух этапов: снижение размерности и кластеризации. Для выполнения этих операций использовалась библиотека Scikit-learn [3].

В качестве примера была взята тестовая задача нагружения бесконечно длинной трубы внутренним давлением, рассчитанная кодом FENIA [4]. Задача выполнялась на расчетной сетке из 16000 ячеек на 34 шагах по времени, таким образом, число тензоров напряжений составляло 544000.

После считывания тензоров проводилась их нормализация, состоящая из 3 этапов:

- На первом этапе компоненты тензора сортировались в порядке: диагональные компоненты по убыванию, смешанные по направлениям: максимальный–промежуточный, промежуточный–минимальный и минимальный–максимальный;
- На втором этапе тензоры нормализовались в диапазон от -1 до 1 по отношению к максимальной по абсолютному значению его компоненты;
- На третьем этапе тензоры объединялись по близости значений компонент с округлением до 2 знака.

В результате нормализации число тензоров уменьшилось до 690, т. е. практически в 1000 раз. Это связано с осесимметричным видом задачи, для реальных задач, ожидается гораздо меньшее снижение.

Далее для полученных тензоров была снижена размерность из шестимерного пространства в двумерное 8-ю алгоритмами, наиболее визуально приемлемые для данной задачи оказались MDS и t-SNE, для других задач выбор может быть иным (Рис. 2).

Следующим этапом стала кластеризация полученных векторов, выполненная 10-ю алгоритмами. Наиболее полными являются кластеризации DBSCAN и ее разновидность OPTICS (Рис. 3). Кластеризация также может проводиться вручную, простой разметкой данных, полученных при снижении размерности, что является наиболее надежным, но более трудоемким способом. На практике два подхода совмещаются в итерационном процессе.

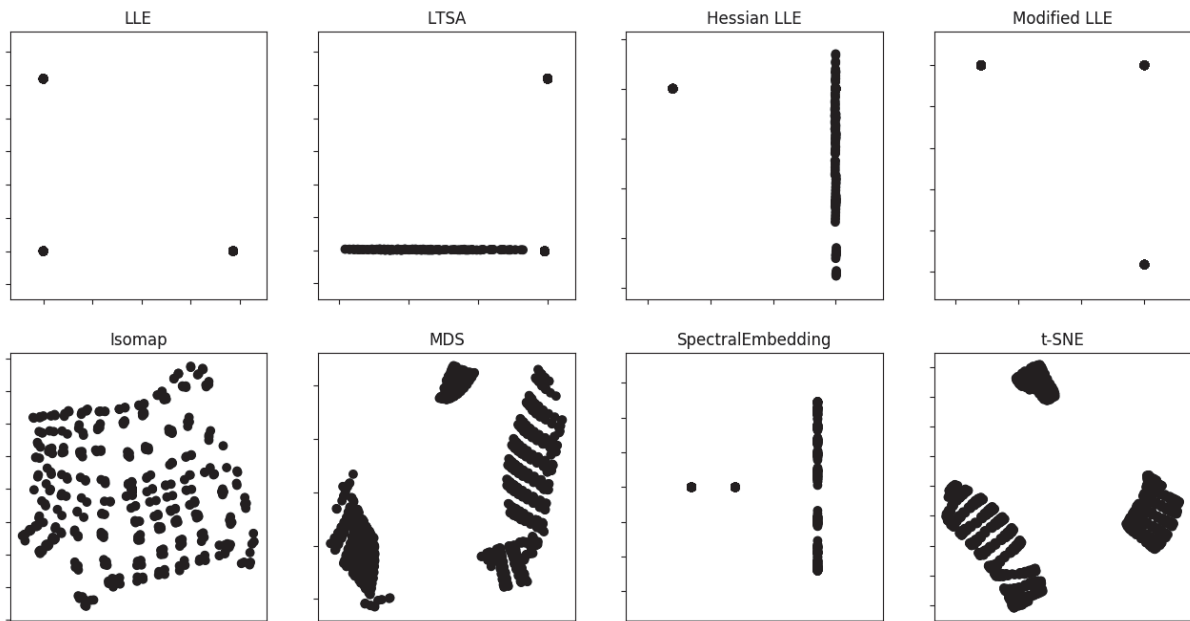


Рис. 2. Снижение размерности различными алгоритмами



Рис. 3. Кластеризация различными алгоритмами, слева направо: MiniBatchKMeans, AffinityPropagation, MeanShift, SpectralClustering, Ward, AgglomerativeClustering, DBSCAN, OPTICS, Birch, GaussianMixture

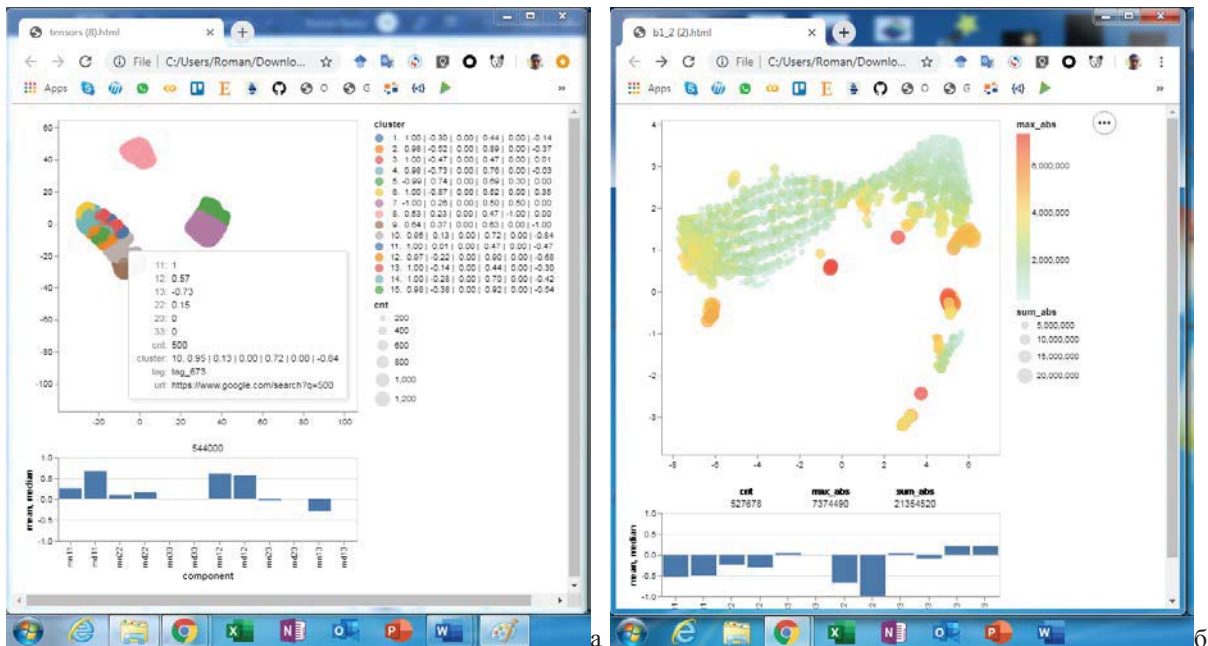


Рис. 4. Графический интерфейс пользователя: а – кластеризация, б – значения компонент

Графический интерфейс пользователя реализован с использованием библиотеки Altair [5]. Интерфейс запускается в браузере. На основном графике расположены тензоры, раскрашенные в соответствие с номером кластера. График масштабируется и перемещается, т. е. можно произвести увеличение вплоть до единичного тензора. По каждому тензору доступна информация о его компонентах, количеству подобных тензоров в модели, а также любая другая дополнительная информация. По нажатию на тензор возможно перемещение по ссылке URL. Также график позволяет выделение части тензоров и вывод средних и медианных значений компонент в гистограмме под ним. Для каждого кластера приведены средние значения компонент. Кол-во похожих тензоров влияют на размер маркера тензора (чем больше похожих, тем больше размер).

## 4. Заключение

Визуализация позволяет уменьшить размерность исследуемых объектов (симметричных тензоров) с 6 до 2 и отобразить их на одном двумерном графике. При этом полученные двумерные представления объединены в группы (классифицированы) по степени близости в исходном шестимерном пространстве. Также с помощью фильтров, можно сделать выборку по времени и пространству (к примеру, по типу материала), что позволяет включить в двухмерную визуализацию 3D пространство и время. Таким образом, данная визуализация содержит все основные данные для оценки напряженного состояния объекта в компактной форме. Дополнительным плюсом данной визуализации является удобство ее распространения в виде обычного html файла, который может быть открыт на любом устройстве с интернет браузером или же размещен на сайте для доступа извне.

### 3.1.1 Литература

1. Python programming language [электронный ресурс] <https://www.python.org/>
2. Hunter, John D. "Matplotlib: A 2D graphics environment." *Computing in science & engineering* 9.3 (2007): 90.
3. Pedregosa, Fabian, et al. "Scikit-learn: Machine learning in Python." *Journal of machine learning research* 12.Oct (2011): 2825-2830.
4. VanderPlas, Jacob, et al. "Altair: Interactive Statistical Visualizations for Python." *J. Open Source Software* 3.32 (2018): 1057.
5. Butov, R. A., et al. "Finite element code FENIA verification and application for 3D modelling of thermal state of radioactive waste deep geological repository." *Journal of Physics Conference Series*. Vol. 891. No. 1. 2017.

# Подходы к сравнению эффективности оптимизационных алгоритмов

*Валетов Д.К., аспирант 2 года ИБРАЭ РАН*

*Научный руководитель: к.ф.-м.н. Свительман В.С.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: +7 (962) 909-73-95, эл. почта: [valetovdk@ibrae.ac.ru](mailto:valetovdk@ibrae.ac.ru)

## Введение

Численное моделирование является одним из основных инструментов для получения количественных оценок безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов и объектов ядерного наследия. При этом неопределенности, связанные с этими оценками, возрастают по мере увеличения рассматриваемых временных масштабов. Неопределенность результата моделирования складывается из компонент различного происхождения. Например, в случае моделирования распространения радионуклидов в геологической среде вносят свой вклад и изменчивость ее свойств, и невозможность измерить необходимые характеристики в каждой точке, и, как следствие, упрощенное их задание в модели при помощи конечного числа параметров.

В связи с необходимостью уменьшить неопределенности параметризации модели возникает задача калибровки – подбора параметров, при которых модель будет давать наилучшее совпадение с экспериментальными данными (мера отличия задается целевой функцией – например, взвешенной суммой квадратов отклонений). Для решения этой задачи получили развитие эвристические оптимизационные методы. Их общая идея – это адаптировать для поиска оптимума элементы структурированной случайности, встречающиеся в различных биологических, физических и социальных процессах [1].

В настоящее время в ИБРАЭ РАН для учета неопределенностей в задачах численного моделирования для оценок долговременной безопасности разрабатывается программный комплекс MOUSE [2], в который в том числе входит модуль оптимизации параметров. Для удобства применения этот модуль должен включать ограниченный набор оптимизационных методов, которые будут наиболее эффективны именно при моделировании значимых для безопасности процессов, а также предоставлять рекомендации по выбору метода оптимизации для рассматриваемой модели. Поэтому задача сравнения и выбора алгоритмов очень актуальна в практическом контексте формирования такого набора методов и рекомендаций по их применению. Для тестирования и настройки, а также оценки эффективности и сравнения эвристических методов, как правило, используются наборы искусственно сконструированных тестовых задач (бенчмарков) [3,4] с заранее известными глобальными и локальными экстремумами. Но для того, чтобы результаты таких тестов были применимы для последующего решения реальных практических оптимизационных задач, в которых заранее не может быть известен правильный ответ, и т.к. зачастую требуются ресурсозатратные вычисления, важно учитывать два аспекта. Во-первых, существование эвристического алгоритма, наилучшего одновременно для всех задач невозможно (об этом говорит ряд так называемых «no free lunch» теорем [5]): если один алгоритм превосходит другой для некоторого класса целевых функций, то существует столь же много других целевых функций, для которых ситуация будет обратной. Поэтому какой-либо метод случайного поиска может быть лучше других только в случае, если он «специализирован», т.е. каким-либо образом учитывает структуру определенной задачи. Следовательно, результаты сравнения на искусственных тестовых функциях могут быть полезны, только если набор этих функций подобран таким образом, чтобы воспроизводить определенные особенности реальных задач. Второе соображение связано с критериями сравнения алгоритмов: в этой роли могут быть как скорость или точность, так и способность исследовать параметрическое пространство.

В данной работе иллюстрируются несколько распространенных методов сравнения эффективности алгоритмов на примере трех представителей различных классов эвристических алгоритмов.

## 1. Рассматриваемые алгоритмы

Для наглядности сравнения было выбрано три эвристических алгоритма, реализующих различные стратегии поиска [6]: 1) Генетический алгоритм; 2) Поиск гармонии; 3) Алгоритм кукушки.

Генетический алгоритм использует механизмы, аналогичные естественному отбору в природе – наследование, мутации, отбор и кроссинговер. Параметрам модели сопоставляются гены, решению – особь, а целевой функции – ее выживаемость. Алгоритм поиска гармонии упрощенно имитирует процесс музыкальной импровизации, в котором музыкант может взять мелодию из памяти в неизменном виде, незначительно поменять ее либо сформировать случайным образом новую. Параметрам сопоставляются ноты, решению – мелодия, а целевой функции – ее гармоничность. Алгоритм кукушки основан на паразитическом поведении некоторых видов кукушек, которые подкладывают свои яйца в чужие гнезда, имитируя размер и цвет яиц птиц-хозяев. В этой метафоре параметры – это яйца, решения – гнезда, а целевая функция – качество имитации. Новые положения кукушек в этом алгоритме генерируются на основе полетов Леви (случайных блужданий по n-мерному пространству с генерацией шага при помощи распределения Леви [6]).

## 2. Тестовые задачи

На данный момент в литературе опубликовано большое количество готовых наборов аналитических функций различных размерностей с ограничениями [3,4], которые могут быть использованы в целях сравнения эффективности оптимизационных алгоритмов. Выделяют три группы тестовых функций: 1) одномерные (с одним глобальным оптимумом), более подходящие для сравнения методов по точности нахождения оптимума (exploitation); 2) многомерные (с одним глобальным и несколькими локальными оптимумами), более подходящие для сравнения исследовательских способностей методов (exploration); 3) составные (комбинации одномерных и многомерных со случайными поворотами, сдвигами и наклонами), более близкие по свойствам к пространству поиска практических задач.

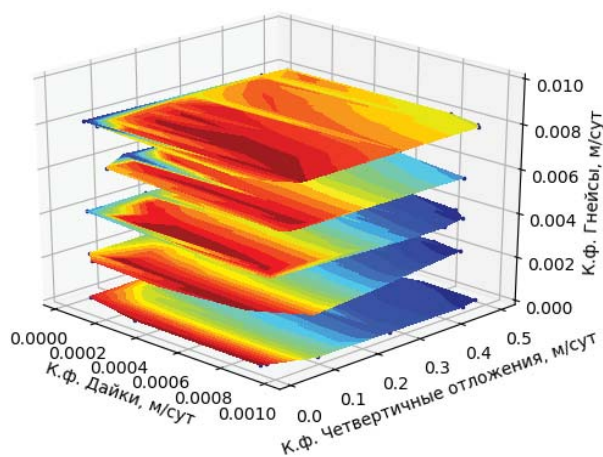


Рис. 1. Профили целевой функции на разных уровнях значения коэф. фильтрации гнейсов

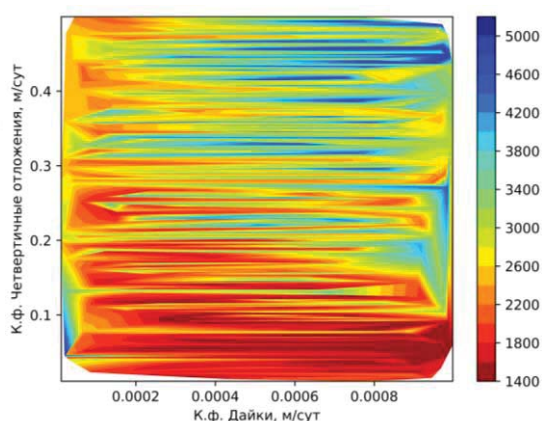


Рис. 2. Двумерный профиль целевой функции (при разных значениях коэф. фильтрации гнейсов)

Как было сказано выше, для последующего применения важно, чтобы использованные для сравнения тестовые функции воспроизводили особенности реальных задач. В качестве примера была сконструирована аналитическая функция, похожая по своей структуре на поверхность целевой функции, построенной по большому набору откликов геофильтрационной модели при варьировании трех параметров (коэффициентов фильтрации разных элементов геологического строения, см. рисунки 1 и 2). Понятно, что перед калибровкой новой модели такая подробная информация о структуре ее отклика не будет доступна, и в общем случае выбирать подходящие тестовые задачи придется исходя из имеющихся данных. Так, может быть релевантной информация о входных параметрах (размерность, наличие дискретно изменяющихся параметров и т.д.), а также накопленные данные о решавшихся ранее оптимизационных задачах, в которых были задействованы аналогичные физические процессы.

Похожая искусственная функция  $F_{geo}$  была составлена из простейших составляющих: синусов и косинусов, она представлена на рисунке 3. Кроме того, из соображений похожести из набора стандартных тестовых функций была выбрана функция Леви ( $F_{levy}$ , см. рис. 4), также в сравнении участвовали функции Растригина ( $F_{rastr}$ ), Eggholder ( $F_{egg}$ ), Матьяса ( $F_{matyas}$ ), Изома ( $F_{easom}$ ) и Шаффера ( $F_{schaffer}$ ) [4].



### 3. Процесс сравнения алгоритмов

Наряду с большим количеством тестовых функций существуют также и разнообразные методики и критерии сравнения оптимизационных алгоритмов в зависимости от задач конкретного исследования. Кроме того, эффективность может сравниваться не на отдельных функциях, а на всем наборе. В данной работе тестирование на наборе бенчмарков проводилось следующим образом [3]:

- Была составлена случайная последовательность тестовых функций с повторением каждой по 10 раз.
- Для каждого алгоритма производилось по 100 проходов по собранному набору, причем максимальное число вычислений любой функции всего набора должно быть  $\leq 10E+06$ , а число вычислений при оптимизации отдельной функции из набора  $\leq 50E+03$ .
- Оптимизация функции считалась успешной при условии, если относительное расстояние до заранее известного экстремума  $\leq 10E-03$ . По этому критерию либо по достижению лимита вычислений функция алгоритм переходил к оптимизации следующей функции (если также не исчерпан лимит на вычисления для всего набора).

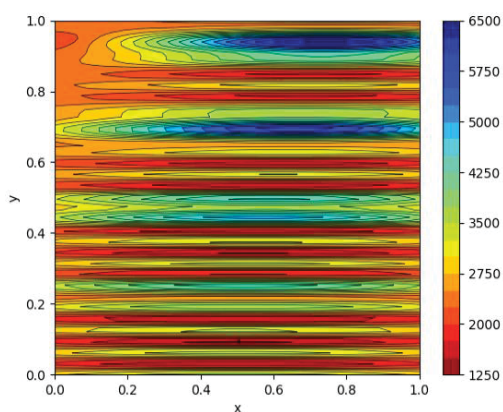


Рис. 3. Сконструированная функция  $F_{geo}$

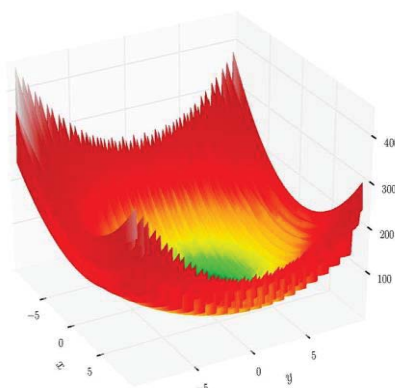


Рис. 4. Поверхность функции  $F_{levy}$

В качестве показателей эффективности использовались следующие статические и динамические показатели:

- средние вычислительные затраты на отыскание оптимума функции алгоритмом;
- процент случаев, где алгоритмы справились с задачей в пределах выделенного лимита вычислений.
- профиль «рабочей зоны» (operational zone) [3], отображающий процент решенных задач на всей группе тестовых функций от затраченного объема вычислений;
- график сходимости (convergence plot) – график минимальных, максимальных и средних значений конкретной отдельной оптимизируемой функции в зависимости от количества вычислений.

### 4. Результаты

Результаты сравнения приведены в таблице 1 и на рисунках 5-7. Как можно видеть, два вида графических представлений дают несколько различную информацию о свойствах алгоритмов: первая (рис. 5) позволяет визуализировать обобщенную характеристику эффективности алгоритмов (рис. 5), вторая (рис. 6 и 7) демонстрирует особенности поведения алгоритмов на конкретной задаче, что может в дальнейшем использоваться в процессе модификации и гибридизации методов.

По результатам выполненного сравнения алгоритм Harmony Search показал себя эффективнее двух других как в плане доли решенных задач, так и по вычислительным затратам. Вторым по общей эффективности оказался генетический алгоритм. Тем не менее, следует отметить, что для функции  $F_{egg}$  оказался эффективен только алгоритм Cuckoo Search.

### Заключение

В данной работе были продемонстрированы подход к сравнению эвристических оптимизационных алгоритмов на основании функций-бенчмарков и различных критериев. Следует отметить, что различные тестовые функции, методики и критерии сравнения могут применяться в зависимости от поставленных задач: где-то критична скорость оптимизации, где-то – точность нахождения глобального

оптимума, в каких-то ситуациях имеет смысл получение выборки равновероятных субоптимальных решений для последующей оценки неопределенности. Развитием и приложением данной работы будет накопление результатов сравнения и их использование для рекомендаций по использованию алгоритмов.

**Таблица 1. Среднее число вычислений (N) и процент успешного нахождения оптимума (Eff)**

| Алгоритм<br>Бенчмарк | Harmony Search |             | Genetic Algorithm |             | Cuckoo Search |             |
|----------------------|----------------|-------------|-------------------|-------------|---------------|-------------|
|                      | N              | Eff         | N                 | Eff         | N             | Eff         |
| $F_{geo}$            | <b>1900</b>    | 100%        | 10905             | 83%         | 43342         | 100%        |
| $F_{rastr}$          | <b>900</b>     | <b>100%</b> | 3420              | <b>100%</b> | 43792         | 24%         |
| $F_{levy}$           | <b>1328</b>    | <b>100%</b> | 3235              | <b>100%</b> | 39009         | 28%         |
| $F_{egg}$            | 33956          | 39%         | 39729             | 25%         | <b>4662</b>   | <b>100%</b> |
| $F_{matvas}$         | <b>4805</b>    | <b>100%</b> | 45849             | 15%         | 38318         | 34%         |
| $F_{easom}$          | <b>8986</b>    | <b>98%</b>  | 20759             | 75%         | 39875         | 30%         |
| $F_{schaffer}$       | <b>10590</b>   | <b>100%</b> | 43741             | 11%         | 32518         | 50%         |

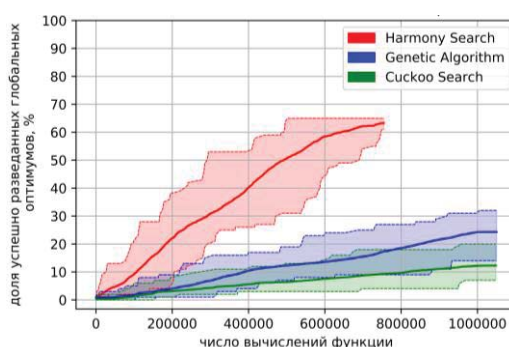


Рис. 5. Рабочие зоны алгоритмов, полученные по всей последовательности функций

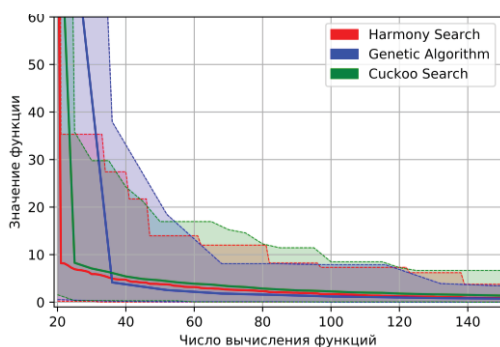


Рис. 6. График сходимости для  $F_{levy}$

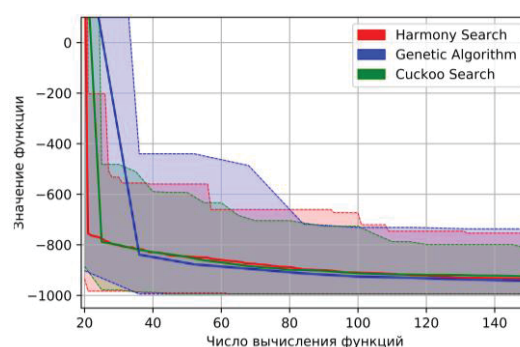


Рис. 7. График сходимости для  $F_{geo}$

## Литература

1. Gandomi A. H., Yang X. S., Alavi A. H. Cuckoo search algorithm: a metaheuristic approach to solve structural optimization problems. Engineering with computers, 2013, vol. 29, no. 1, p. 17–35.
2. Савельева Е.А. Концепция программного комплекса для оценки неопределенности при обосновании безопасности пунктов захоронения РАО / Е. А. Савельева // Ядерная и радиационная безопасность. – 2016 – N 4(82) – С. 1-14.
3. Sergeyev Y. D., Kvasov D. E., Mukhametzhonov M. S. On the efficiency of nature-inspired metaheuristics in expensive global optimization with limited budget //Scientific reports. – 2018. – Vol. 8. – №. 1. – p. 453.
4. Silagadze Z. K. Finding two-dimensional peaks //Physics of Particles and Nuclei Letters. – 2007. – Vol. 4. – №. 1. – p. 73-80.
5. Wolpert D. H. et al. No free lunch theorems for optimization //IEEE transactions on evolutionary computation. – 1997. – Vol. 1. – №. 1. – p. 67-82.
6. Карпенко А. П. Современные алгоритмы поисковой оптимизации: учеб. пособие. —М.: Изд-во МГТУ им. Н.Э. Баумана, 2014.

# Моделирование кодом CELSIST экспериментов по течению жидкометаллического теплоносителя в модельных ТВС

Власенко А. Е., аспирант 1 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.ф.-м.н., снс ИБРАЭ РАН Палагин А. В.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-94, эл. почта: vlasenko@ibrae.ac.ru

## 1. Введение

Ячейковый код CELSIST [1, 2] предназначен для стационарного и нестационарного расчёта пространственного распределения температуры и скорости жидкометаллического теплоносителя, а также температуры топливных стержней (оболочки и топлива) в тепловыделяющих сборках (ТВС). ТВС представляется системой ячеек-каналов. Кодом CELSIST решаются уравнения сохранения массы, количества движения и энергии, записанные для средних величин в ячейках.

В данной работе описывается моделирование экспериментов по течению жидкометаллического теплоносителя (эвтектический сплав натрий-калий) в модельной ТВС. Дано описание экспериментальной установки и параметров экспериментов. Представлено сравнение результатов расчёта с экспериментальными данными. Приведены результаты анализа чувствительности и неопределённостей.

## 2. Описание установки

На экспериментальном стенде 6Б (ФЭИ) [3] был проведён ряд экспериментов, целью которых является исследование теплоотдачи и температурных полей модельной сборки, имитирующей ТВС ректора БРЕСТ-ОД-300 с относительным шагом упаковки твэлов 1,33. В качестве теплоносителя был использован эвтектический сплав 22% Na + 78% K. Тестовая секция представляет собой гексагональную сборку с 37 стержнями, внешний диаметр которых составляет 16 мм. Оболочка толщиной 1,5 мм выполнена из стали X18H10T. Нагрев твэлов осуществляется с помощью нихромовой проволоки, расположенной между оболочкой и сердечником стержня. Общая длина стержней 1930 мм, из которых 1810 мм приходится на нагреваемую зону. В конструкцию ТВС входило 4 дистанционирующих решётки высотой 32 мм.

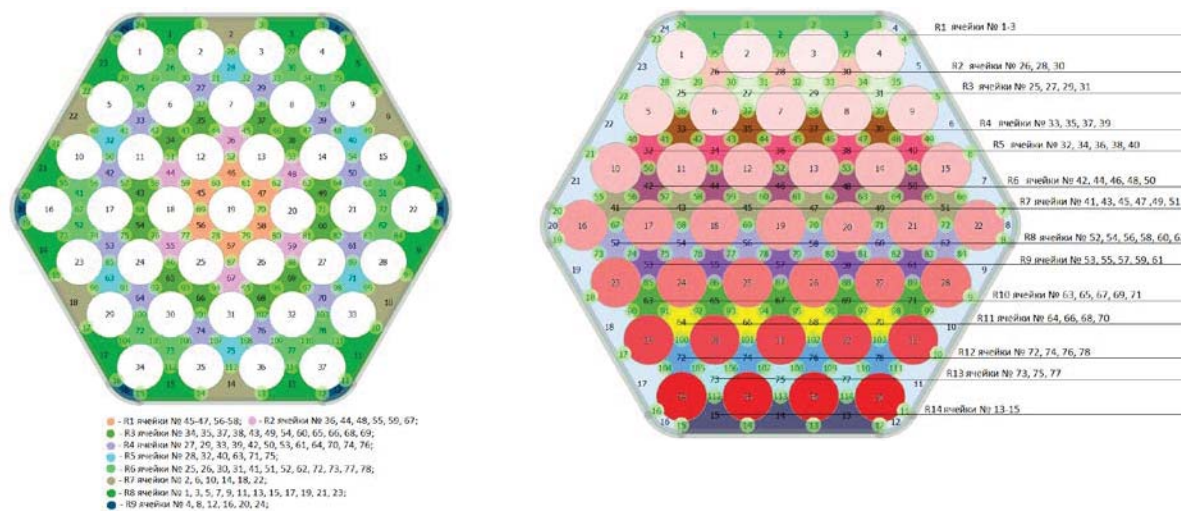
Было проведено моделирование 22 экспериментов с различными значениями мощности и температуры и скорости теплоносителя на входе в сборку. Параметры экспериментов, результаты моделирования которых приводятся в данной работе, представлены в таблице 1. Все эксперименты можно разделить на 3 серии (А, Б, В) : 1) Равномерный нагрев всех 37 имитаторов твэлов; 2) Нагрев центральных 7 имитаторов твэлов; 3) Неравномерный нагрев всех 37 имитаторов твэлов.

Таблица 1. Входные параметры первой серии экспериментов

| № режима | Тепловой поток, Вт/м <sup>2</sup> | Массовый расход теплоносителя на входе в сборку, м/с | Температура теплоносителя на входе в сборку, °С |
|----------|-----------------------------------|--|---|
| A1       | 32970                             | 12,285   | 103,51  |
| A5       | 32860                             | 8,535  | 94,17   |
| A10      | 32970                             | 2,716  | 80,53   |
| B1       | 43965,45                          | 2,655  | 13,26   |
| B3       | 43965,45                          | 5,973  | 14,41   |
| B6       | 43965,45                          | 10,817   | 23,08   |
| B1       | 43965,45                          | 2,655  | 13,26   |
| B3       | 43965,45                          | 5,973  | 14,41   |
| B6       | 43965,45                          | 10,817   | 23,08   |

### 3. Обоснование расчетной методики

При моделировании сравнивались значения температуры во всех 78 ячейках на выходе из сборки. В силу симметрии ТВС и особенностей нагрева в разных сериях экспериментов расчётное значение температуры теплоносителя в ячейках, расположенных соответствующим образом, совпадало. Учитывая данную особенность, ячейки были подразделены на группы. Для первых двух серий экспериментов ячейки группировались исходя из расстояния до центра сборки (рисунок 1а). Для третьей серии, где мощность твэлов плавно увеличивалась от «нижней» стенки к «верхней» (рисунок 1б), ячейки группировались в зависимости от расстояния до «нижней» стенки.

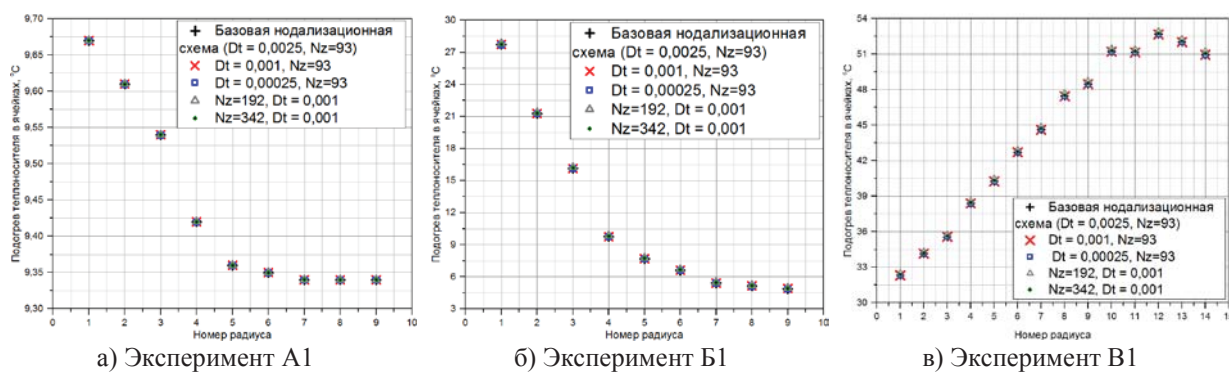


а) Группы ячеек для первых двух серий экспериментов

б) Группы ячеек для третьей серии экспериментов

Рис. 1. Деление ячеек на группы.

Для каждой серии экспериментов были проведены расчёты для обоснования базовой нодализационной схемы. Базовая схема содержала 93 ячейки по длине сборки. Расчётный шаг составлял  $2,5 \cdot 10^{-3}$  с. Для обоснования данной схемы были проведены расчёты с уменьшением расчётного шага по времени ( $1 \cdot 10^{-3}$  с и  $2,5 \cdot 10^{-4}$  с), а так же увеличением числа ячеек по длине сборки (192 и 342 ячейки). Результаты расчётов приведены на рисунке 2.



а) Эксперимент А1

б) Эксперимент Б1

в) Эксперимент В1

Рис. 2. Сравнение результатов расчетов, проведенных на разных пространственных сетках

Проведённые расчёты свидетельствуют о незначительном отклонении результатов при уменьшении шага по времени, а так же на более подробной пространственной сетке, при этом уменьшение шага по времени и увеличение числа ячеек приводит к значительному увеличению времени расчёта. В связи с этим можно утвердить использование базовой нодализационной схемы.

### 4. Анализ результатов расчетов

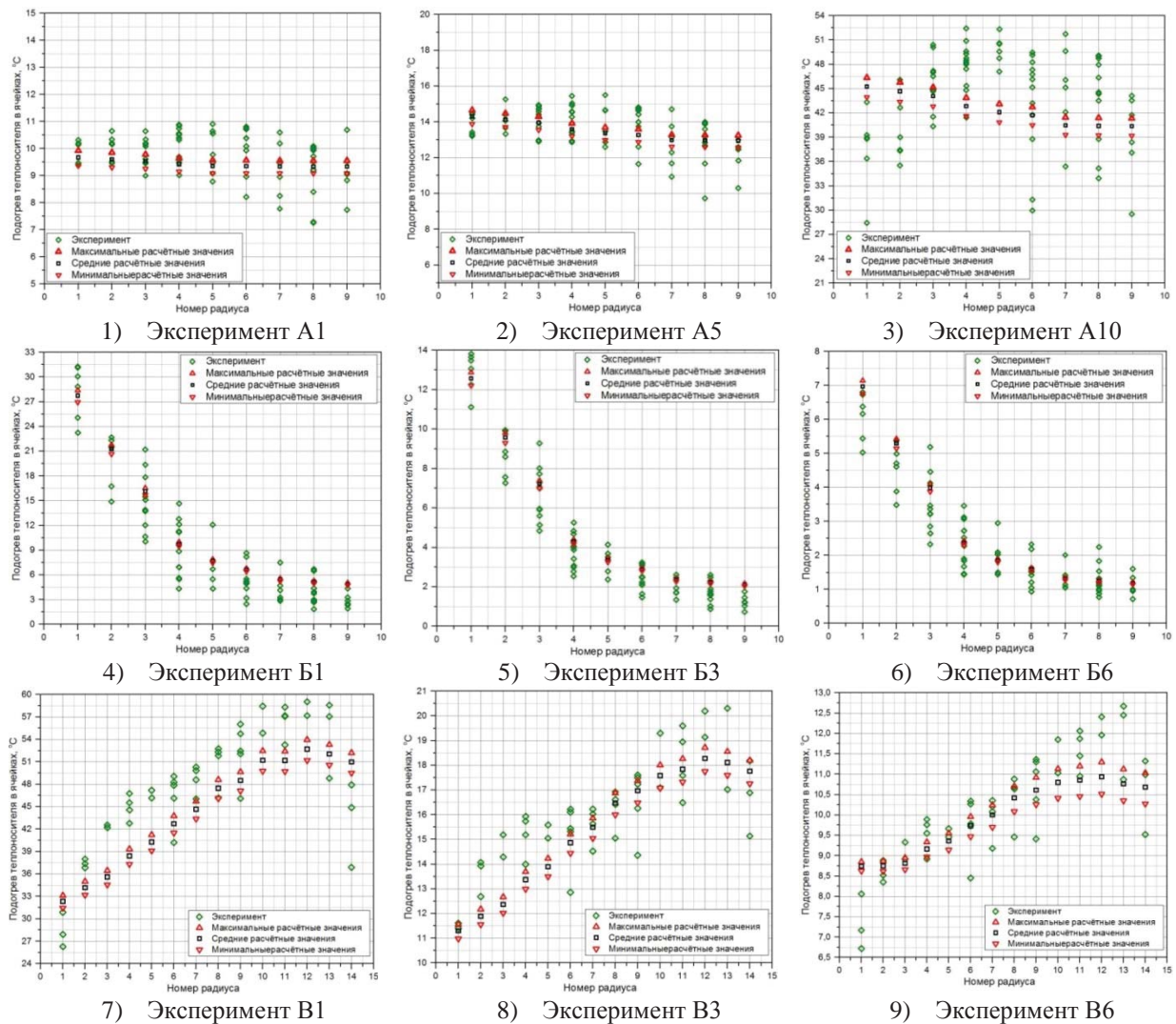
Было проведено моделирование 22 экспериментов. Проводилось сравнение расчетной температуры в каждой ячейке на выходе из сборки с экспериментальными данными. Для каждого эксперимента было проведено 93 расчёта с варьированием основных входных параметров. При этом выбранные параметры

варьировались случайным образом в заданном диапазоне. Диапазоны варьирования выбирались исходя из погрешности измерительных приборов экспериментальной установки [3] (таблица 2).

**Таблица 2. Диапазоны варьирования входных параметров**

| Входные параметры                   | Диапазон изменения |
|-------------------------------------|--------------------|
| Температура теплоносителя на входе  | $\pm 0,2$ К        |
| Расход теплоносителя                | $\pm 2$ %          |
| Тепловая мощность имитаторов твэлов | $\pm 1$ %          |
| Давление                            | $\pm 1$ %          |

В результате многовариантных расчётов были получены минимальные, средние и максимальные значения температуры теплоносителя в ячейках на выходе из сборки. На рисунке 3 приводится сравнение результатов эксперимента с расчётом. Также приводится коридор значений, полученный в результате многовариантных расчётов.



*Рис.3. Сравнение результатов расчетов с экспериментальными значениями*

На рисунке 3 можно наблюдать значительный разброс экспериментальных значений температуры в симметричных относительно центра сборки ячейках.. Возможным объяснением подобного разброса может являться тот факт, что при турбулентном течении теплоносителя в сборках ТВС в широком диапазоне параметров имеют место значительные пульсации скорости, при этом в межтвэльных каналах могут образовываться крупномасштабные вихревые структуры [4]. Описание этих явлений, нарушающих симметричность потока теплоносителя, выходит за рамки возможностей ячейкового кода. Тем не менее, код CELSIST корректно воспроизводит зависимость усредненной (по группе ячеек) температуры

теплоносителя от положения ячейки. Для экспериментов первой и второй серии расчеты дают правильную зависимость температуры от расстояния до центра сборки, а для экспериментов третьей серии – от «нижнего края» поперечного сечения к «верхнему краю» (см. рисунок 1б). Относительное отклонение рассчитанной температуры теплоносителя от экспериментальных значений вычислялось как

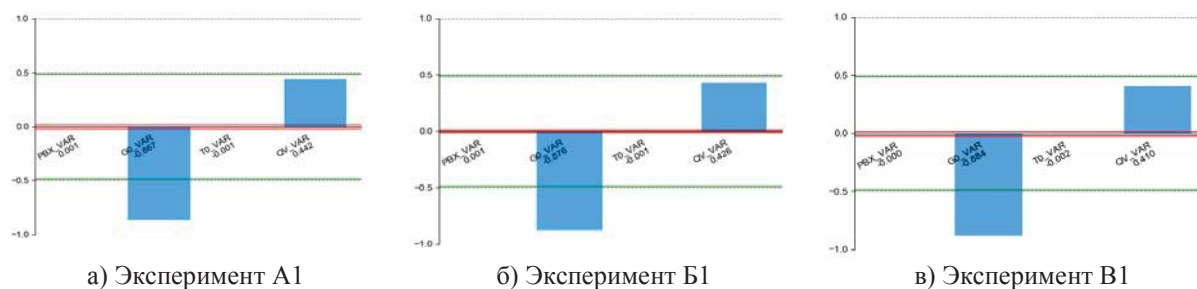
$$\delta = \frac{|T_{\text{эксп}} - T_{\text{расч}}|}{T_{\text{макс}} - T_{\text{мин}}} \cdot 100\%$$

Для подсчёта отклонения расчётных значений температуры теплоносителя от экспериментальных значений в качестве  $T_{\text{эксп}}$  использовалось среднее арифметическое значение температуры в одной группе ячеек. В таблице 3 представлены величины среднего отклонения результатов расчётов от экспериментальных данных. Среднее значение среднеквадратичного отклонения для всех 22-х экспериментов составляет 8,2 %.

**Таблица 3. Относительное отклонение расчёта от эксперимента**

| Номер эксперимента          | A1  | A5  | A10 | B1   | B3   | B6  | B1   | B3  | B6  |
|-----------------------------|-----|-----|-----|------|------|-----|------|-----|-----|
| Относительное отклонение, % | 4,1 | 9,6 | 9,6 | 20,6 | 19,3 | 7,6 | 10,6 | 6,7 | 4,7 |

Также для всех экспериментов были посчитаны коэффициенты многомерной линейной регрессии, показывающие чувствительность рассчитываемого значения температуры теплоносителя на выходе от варьирования входных параметров. На рисунке 5 приведены коэффициенты многомерной регрессии для экспериментов A1, B1, B1. Для остальных экспериментов графики многомерной линейной регрессии выглядят аналогичным образом.



*Рис.5. Коэффициенты многомерной линейной регрессии*

На рисунке 5 видно, систематическая ошибка (красная линия) близка к нулю, что свидетельствует о высокой точности определения коэффициентов чувствительности. На результаты расчёта наиболее сильно влияет варьирование массового расхода (G0\_VAR), об этом можно судить, так как чувствительность для данного параметра превышает уровень дискриминации (зелёная линия). Немного меньше влияние варьирования мощности сборки (QV\_VAR). Варьирование давления и температуры теплоносителя на входе в сборку практически не оказывает влияния на результаты расчёта.

## 5. Заключение

В рамках верификации кода CELSIST, было проведено моделирование экспериментов по течению жидкометаллического теплоносителя в модельной ТВС. Полученные результаты свидетельствуют о вполне удовлетворительной точности вычислений. Среднее значение среднеквадратичного отклонения для всех 22-х экспериментов составляет 8,2 %.

## Литература

- 1 Отчет о НИОКР «Разработка исходных текстов и подготовка описания ячейкового модуля». Инв.№231-097-12233, АО «НИКИЭТ», 2017.мм
- 2 Отчет о НИОКР «Разработка интегрированных систем кодов нового поколения для разработки и обоснования безопасности ядерных реакторов, проектирования атомных электростанций, создания технологий и объектов ядерного топливного цикла. Этап 2018 года» (промежуточный, этап 2), книга 3, Инв. № 0118-ДСП, Москва 2018, 415с.
- 3 Экспериментальные исследования для определения коэффициентов теплоотдачи и температурных полей в модельной ТВС реактора БРЕСТ с гладкими твэлами и дистанционирующими решетками: Отчет о НИОКР / ГНЦ РФ – ФЭИ; Инв. №224/42.02–15/7789 конф. – Обнинск, 2014.
- 4 Leonhard Meyer, From discovery to recognition of periodic large scale vortices in rod bundles as source of natural mixing between subchannels – A review, Nuclear Engineering and Design 240 (2010) 1575–1588.

# Анализ эксперимента по конденсационному гидроудару на стенде КГУ

*Волков Г.Ю., Елкин И.В., Мелихов В.И., Неровнов А.А., Никонов С.М.*

*Научный руководитель: д.ф.-м.н. проф. НИУ МЭИ Мелихов О.И.,*

Национальный исследовательский университет «МЭИ»

тел.: (916) 926-56-61, эл. почта: gogirik92@gmail.com

## 1. Введение

Опыт эксплуатации водо-водяных реакторов указывает на то, что в элементах АЭС могут происходить гидроудары, оказывающие дополнительные воздействия на оборудование. Гидроудары могут возникать, в частности, в системе аварийного газоудаления, в коллекторах и трубном пучке парогенераторов, в трубопроводах питательной воды парогенераторов АЭС с ВВЭР, в деаэрационно-питательной установке АЭС с ВВЭР при пуско-наладочных работах, а также при срабатывании БРУ-А. Гидроудары происходили в коллекторе питательной воды парогенератора АЭС с ВВЭР-440 «Ловиза» [1], в узлах водопитания АЭС с ВВЭР-1000 Нововоронежской АЭС и Калининской АЭС, трубопроводах ДУ 300 системы аварийного расхолаживания ПГ, маслосистемах смазки и регулирования энергоблока №6 Нововоронежской АЭС с ВВЭР-1200.

Суть конденсационного гидроудара (КГУ) заключается в резкой конденсации парового объема, окруженного недогретой водой. Наиболее вероятны три механизма возникновения условий, при которых возможно явление КГУ. Первый механизм имеет место, когда в горизонтальный трубопровод, соединенный с сосудом, заполненным паром, подается холодная вода. В случае горизонтально-стратифицированного потока при встречном движении воды и пара на межфазной поверхности образуются волны, которые могут привести к появлению замкнутых паровых объемов, которые вследствие резкой конденсации схлопываются. Схлопывание пузырей приводит к образованию ударной волны. Второй механизм возникновения КГУ наблюдается в случае подачи холодной воды с верху вертикального трубопровода заполненного паром. При определенном расходе воды возможно появление переходного режима с образованием больших паровых пузырей, окруженных холодной водой, быстрая конденсация которых может привести к КГУ. Третий механизм наблюдается также в вертикальном трубопроводе, но при подаче холодной воды снизу. При большом расходе воды возможно образование изолированных паровых пузырей и их резкая конденсация с последующим образованием ударной волны.

Системные теплогидравлические коды, используемые для детерминистского анализа безопасности в проектных и конструкторских организациях, хотя формально позволяют моделировать КГУ, но их численные схемы и применяемые в практике анализов безопасности нодализационные схемы затрудняют получение корректных численных решений. Для достоверного прогнозирования КГУ и выработки мероприятий по их исключению при проектировании, пуско-наладке и эксплуатации в ЭНИЦ был разработан специализированный расчетный код. Для верификации кода в ЭНИЦ была создана экспериментальная установка КГУ. Установка позволяет проводить исследования КГУ в широком спектре рабочих параметров.

## 2. Экспериментальная установка

Рабочий участок экспериментальной установки (см. Рис 1.) представляет собой горизонтально расположенную металлическую трубу внутренним диаметром 64 мм, наружным диаметром 76 мм и длиной 3 м. С одного конца труба подключена к патрубку подачи холодной воды с другого к вертикально расположенному сепарационному сосуду (СС). Горизонтальная труба оборудована датчиками давления P1 и P2, термомпарами T1 и T2 (измеряющими температуру рабочего тела) и термомпарами Tст1, Tст2, Tст3 (измеряющими температуру наружной стенки горизонтальной трубы). Датчики давления P1 и P2 расположены на верхней образующей горизонтальной трубы на расстоянии 500 мм от ее концов. Термомпары T1 и T2 установлены соответственно в нижней и верхней образующих горизонтальной трубы. T1 находится на расстоянии 500 мм от патрубка подвода воды, T2 на расстоянии 1 м от СС. К верхней части СС подключена линия подвода пара. Генератором пара в экспериментальной установке является компенсатор давления (КД) стенда ПСБ ВВЭР. На линии подвода пара находятся

датчики давления P0, расходомер F0 и термопары Tкд и T0. К нижней части сепарационного сосуда подключена линия отвода конденсата. Эта линия используется для опорожнения рабочего участка перед началом каждого режима. СС оборудован уровнемером (Лбак). Нижний вывод уровнемера подведен к патрубку отвода конденсата, верхний – к обечайке СС. Расстояние между выводами уровнемера 465 мм. На расстоянии 200 мм от места подключения патрубка подвода воды в горизонтальную трубу врезан патрубок отвода пара. Этот патрубок необходим для сброса части пара при прогреве рабочего участка. Клапан, установленный на этой линии отвода пара, перекрывается по окончании вывода экспериментальной установки на стационарное состояние.

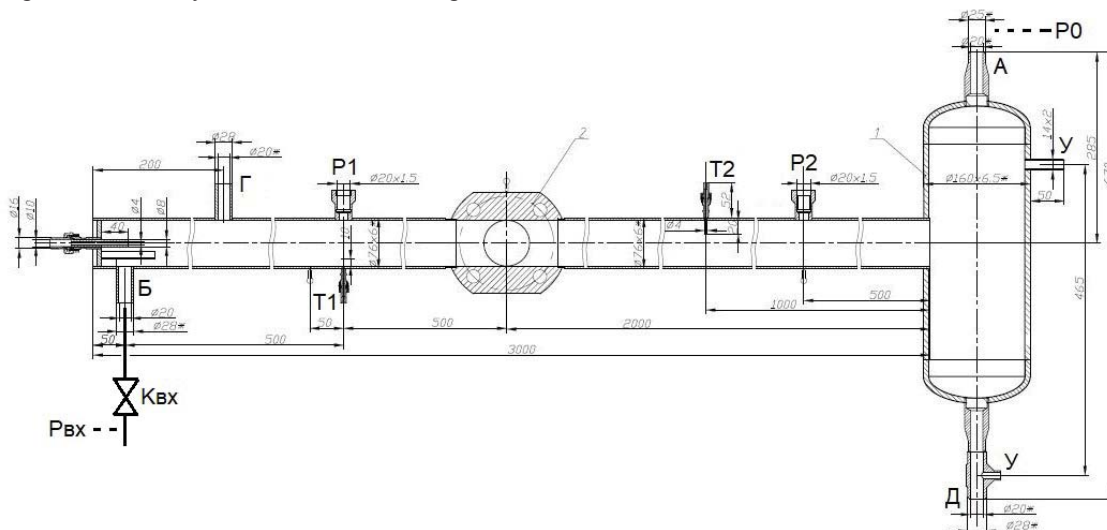


Рис. 1. Конструкция рабочего участка: 1 – Сосуд для подвода пара и отвода конденсата; 2 – узел видеосъемки; А – штуцер подвода пара; Б, В – штуцера подвода воды; Г – штуцер отвода пара; Д – штуцер отвода конденсата; T1, T2 – термопары измерения температуры воды и пара; P1, P2 – датчики измерения давления с частотой записи 1 кГц; У – штуцера уровнемера; Pвх – давление подаваемой холодной воды; P0 – давление поступающего в СС пара; Квх – клапан пуска холодной воды

После вывода экспериментальной установки в стационарное состояние, начиналась подача холодной воды в запаренный горизонтальный участок. В экспериментах изучалось влияние следующих режимных параметров на величину ГУ:

- давления пара в рабочем участке P;
- мощности парогенератора N;
- температуры воды  $t_{вх}$ ;
- расхода воды G.

Таким образом был выполнен ряд экспериментальных режимов. В следующем разделе приводится описание одного из этих режимов.

### 3. Результаты эксперимента

На рис. 2-4 приведены показания измерительных приборов для экспериментального режима при следующих начальных условиях:

- давлению пара в рабочем участке 1.04 МПа;
- температуре подаваемой холодной воды 30 С<sup>0</sup>;
- расходе подаваемой холодной воды 5 т/ч;
- мощности генератора пара 20 кВт.

Начало режима (начало подачи холодной воды в рабочий участок) можно идентифицировать по резкому изменению давления подаваемой холодной воды (Pвх). Спустя несколько секунд величина Pвх становится равна давлению пара на входе в СС (P0). После начала режима давление в рабочем участке начинает снижаться вследствие интенсивной конденсации пара на поверхности затекающей недогретой ( $\Delta t = t_s - t_b = 150$  °С) воды. Скорость падения давления растет, поскольку в процессе растекания стратифицированного потока растет площадь межфазной поверхности. При расходе 5 т/ч мощная струя воды выбрасывается из горизонтального участка и сталкиваясь со стенками СС разбрызгивается (68.2 с). Пар, находящийся в СС, быстро конденсируется. Происходит резкое падение давления, которое также



регистрируется уровнемером (Лбак). Вследствие резкого падения давления в СС часть воды из горизонтального участка устремляется в сосуд. Левая термопара (Т1) частично осушается и с 68 по 69 секунду греется паром. После 69 секунды поступающая холодная вода снова набегает на левую термопару, и Т1 продолжает падать. После первого скачка давления показания Рвх и Р0 становятся не равны. Это связано с ростом гидравлического сопротивления при проталкивании воды через горизонтальный участок (в режимах с малым расходом холодной воды различие между Рвх и Р0 существенно меньше). В момент 71.8 с происходит первый КГУ. По показаниям правого датчика давления (Р2) пик давления составил 5.75 МПа. Этот гидроудар происходит вследствие схлопывания замкнутого парового объема в горизонтальном трубопроводе. Этот объем предположительно был образован с левой стороны верхней частью фронта затекающей холодной воды, с правой волной воды из СС. Второй ГУ происходит в конце заполнения горизонтального участка (75.1 с). Пик давления при втором ГУ составляет 1.5 МПа. Здесь скачек давления значительно меньше чем при первом ГУ поскольку и образовавшийся в почти заполненном горизонтальном участке замкнутый паровой объем много меньше чем при первом ГУ. Режим заканчивается после полного заполнения рабочего участка водой. Момент достижения водой уровня патрубка подвода пара можно идентифицировать по резкому увеличению Рвх.

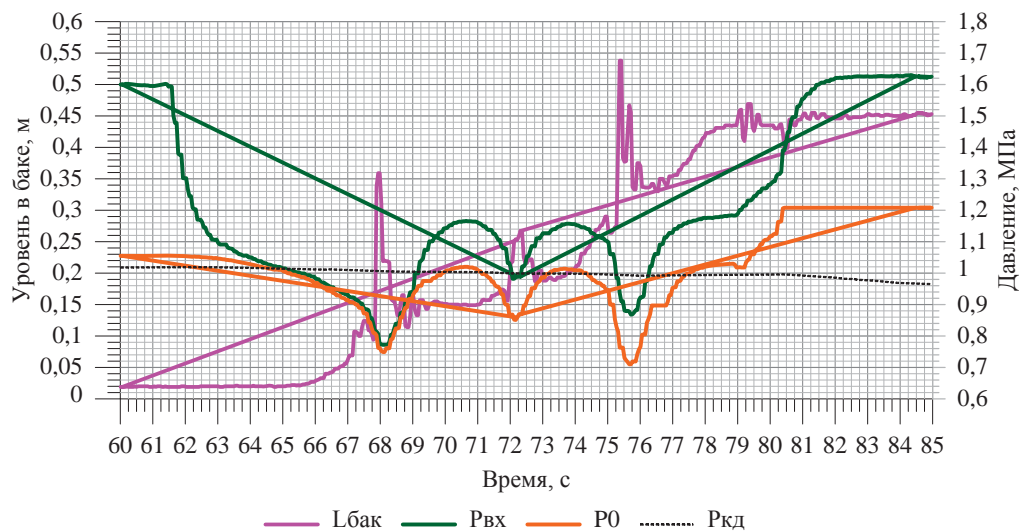


Рис. 2 – показания измерительных приборов рабочего участка в режиме 12:  
Лбак – уровень в СС, м; Рвх – давление подаваемой холодной воды, МПа; Р0 – давление пара на входе в СС; Ркд – давление пара в КД

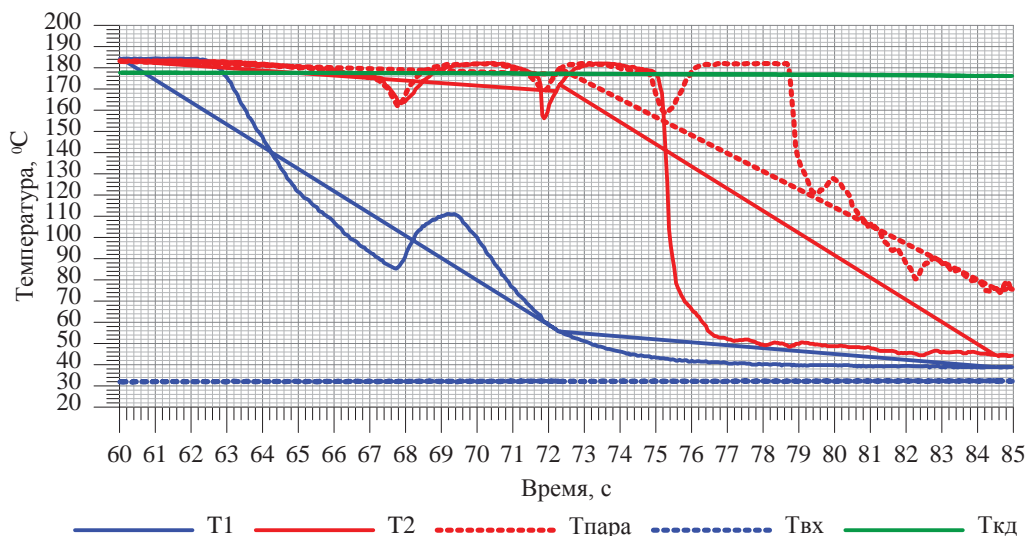


Рис. 3 – показания измерительных приборов рабочего участка в режиме 12:  
Т1, Т2 – температуры в рабочем участке, МПа; Тпара – температура пара на входе в СС;  
Твх – температура подаваемой холодной воды; Ткд – температура пара в КД

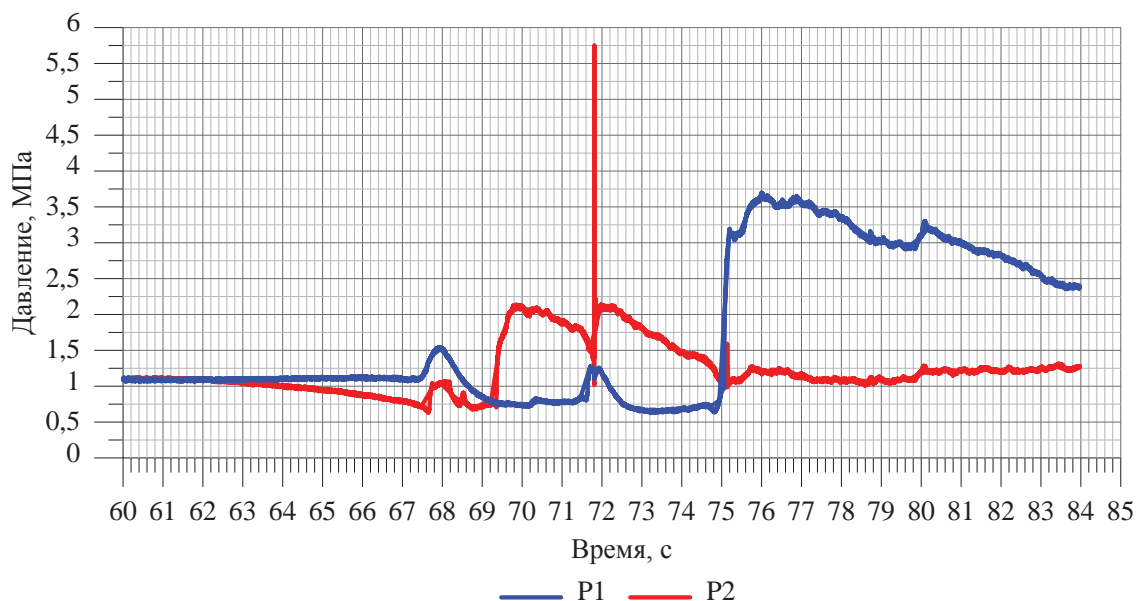


Рис. 4 – показания измерительных приборов рабочего участка в режиме 12:  
P1, P2 – показания датчиков давления с частотой записи 1 кГц

## 4. Заключение

Экспериментальные исследования показали, что во всех проведенных на стенде режимах наблюдаются КГУ. Они начинаются после достижения фронтом затекания холодной воды вертикального сосуда и заканчиваются после полного заполнения рабочего участка. Частота возникновения КГУ слабо зависит от режимных параметров и в среднем находится в диапазоне 3.0-4.0 с. В свою очередь величина максимального повышения давления при КГУ лежит в широком диапазоне и зависит как от температуры и расхода подаваемой холодной воды, так и от давления пара в рабочем участке.

На примере одного из режимов был подробно описан механизм возникновения КГУ. Были приведены показания датчиков давления, термомпар и уровнемера для этого режима. Максимальный пик давления при КГУ в этом режиме составил 5.75 МПа. Всего в режиме было зафиксировано два гидроудара произошедших с разницей по времени в три секунды.

Полученный экспериментальный материал позволит провести верификацию разработанного в ЭНИЦ кода, предназначенного для моделирования КГУ.

Работа выполнена при поддержке Российского Фонда Фундаментальных Исследований (проект № 19-08-00647)

## Литература

1. Savolainen S., Katajala S., Elsing B., Nurkkala P., Hoikkanen J., Pullinen J., Logvinov S.A., Trunov N.B., SitnikJu.K. Condensation driven water hammer studies for feed water distribution pipe // Fourth International Seminar on Horizontal Steam Generators, 11-13 March, 1997, Lappeenranta, Finland.

# Прогнозирование суммарной дозы выбросов зарубежных АЭС советского дизайна по известной активности реперного радионуклида

*Вуколова А.-Н.В., инженер ЛАРИП ОРБ ОВВЭР НИЦ «Курчатовский институт»*

*Научные руководители: к.ф.-м.н, главный специалист Департамента противоаварийной готовности и радиационной защиты Долгих А.П., к.т.н., нач. ЛАКИП ОРБ ОВВЭР НИЦ «Курчатовский институт» Русинкевич А.А.*

тел.: (499) 196-74-05, эл. почта: vukolova\_av@nrcki.ru

## 1. Введение

В 2015 году в «Перечне загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды» (далее – Перечень Правительства) [1] был установлен список из 94 радионуклидов, подлежащих государственному учету и контролю. Таким образом, Перечень Правительства стал основным документом, устанавливающим перечень радионуклидов нормируемых и контролируемых в газоаэрозольных выбросах.

Контроль всех 94 радионуклидов представляет собой сложную техническую и организационную проблему.

В реальных условиях в выбросе АЭС обязательно присутствуют все нуклиды из Перечня Правительства. Кроме того возможна ситуация, при которой вклад некоторых радионуклидов в суммарную дозу сравнительно мал. Следовательно, они могут быть исключены из числа контролируемых.

Таким образом, возникает задача формирования и обоснования сокращенного перечня контролируемых радионуклидов в выбросах АЭС. Одним из возможных эффективных подходов к решению данной задачи является использование нуклидных векторов (НВ) и реперных нуклидов для прогнозирования активности выбросов отдельных радионуклидов и доз, создаваемых этими выбросами.

В данной работе для решения задачи формирования и обоснования сокращенного перечня контролируемых радионуклидов в выбросах АЭС используется теория нуклидного вектора и реперных нуклидов.

## 2. Теория нуклидного вектора и реперных нуклидов

Предположения, на которых базируется теория нуклидного вектора и реперных нуклидов:

- при нормальной эксплуатации АЭС качественный состав (перечень радионуклидов в выбросе АЭС) не меняется (постоянен);
- при нормальной эксплуатации АЭС количественный состав (относительная активность  $i$ - радионуклида в полном выбросе АЭС) не меняется (постоянен).

Данная гипотеза была проверена на основе данных о восьми европейских АЭС советского дизайна, представленных Европейской комиссией по радиоактивным выбросам (RADD<sup>1</sup>). Основные данные о выбранных станциях приведены в таблице 1.

Было доказано, что газоаэрозольные выбросы рассматриваемых АЭС квазистабильны во времени в условиях нормальной эксплуатации. Значения суммарной дозы выбросов за год отличаются от значения среднегодовой суммарной дозы не более чем в 2 раза за период наблюдения, за исключением отдельных случаев, причинами возникновения которых может быть проведение уникальных технологических операций, несовершенство аппаратуры, недостатки систем очистки выбросов и т.д., в том числе связанных с изменением нормативной базы. Следовательно, доказано постоянство качественного состава газоаэрозольных выбросов АЭС.

Для рассматриваемых АЭС советского дизайна с энергоблоками ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 сформирован список радионуклидов, создающих дозу не менее 99% от дозы всех зарегистрированных нуклидов (в

<sup>1</sup> RADD, the European Commission RAdioactive Discharges Database

соответствии с [2]). Данный список назван Универсальным Перечнем 99 и может быть использован для нормирования и контроля выбросов рассматриваемых АЭС. В него вошли: Сумма ИРГ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^3\text{H}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{110\text{m}}\text{Ag}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{95}\text{Zr}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{58}\text{Co}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{181}\text{Hf}$ .

**Таблица 1. Основные данные об атомных станциях, информация о которых использовалась для расчетов**

| АЭС                 | Тип РУ    | Срок наблюдения, лет | Число регистрируемых радионуклидов |
|---------------------|-----------|----------------------|------------------------------------|
| Богунце (Словакия)  | ВВЭР-440  | 13                   | 40                                 |
| Моховце (Словакия)  | ВВЭР-440  | 13                   | 41                                 |
| Дукованы (Чехия)    | ВВЭР-440  | 13                   | 38                                 |
| Пакш (Венгрия)      | ВВЭР-440  | 13                   | 38                                 |
| Ловииса (Финляндия) | ВВЭР-440  | 22                   | 36                                 |
| Темелин (Чехия)     | ВВЭР-1000 | 9                    | 38                                 |
| Козлодуй (Болгария) | ВВЭР-1000 | 13                   | 42                                 |
| Игналинская (Литва) | РБМК-1500 | 13                   | 39                                 |

### 3. Прогнозирование суммарной дозы выбросов АЭС

Существование нуклидного вектора в выбросах АЭС открывает возможность для упрощения процессов нормирования и контроля выбросов АЭС. Если известна активность одного заданного (реперного) радионуклида, то появляется возможность прогнозирования суммарной дозы всех радионуклидов, входящих в выброс.

В таком случае, суммарная годовая эффективная доза облучения  $D_{\Sigma}$  определяется по формуле:

$$D_{\Sigma} = \sum_{i=1}^K C_i a_i = a_r / q_r \times \sum_{i=1}^K C_i q_i = a_r / q_r \times D_q,$$

где  $C_i$  – коэффициент перевода удельной активности радионуклида  $i$ , входящего в газоаэрозольный выброс АЭС, в дозу, Зв/Бк;

$a_i$  – активность радионуклида  $i$ , входящего в газоаэрозольный выброс АЭС, Бк/м<sup>3</sup>;

$a_r$  – активность реперного радионуклида  $r$ , входящего в газоаэрозольный выброс АЭС;

$q_r$  – элемент нуклидного вектора по активности для радионуклида  $r$ ,  $q_r = a_r / \sum_i a_i$ ;

$q_i$  – элемент нуклидного вектора по активности для радионуклида  $i$ ,  $q_i = a_i / \sum_i a_i$ ;

$D_q$  – суммарная доза всех радионуклидов нуклидного вектора, Зв.

Реперным радионуклидом теоретически может быть любой, входящий в газоаэрозольный выброс рассматриваемой АЭС. Однако очевидно, что его активность должна быть легко детектируема в выбросе, а сам реперный радионуклид должен постоянно присутствовать в выбросе. В связи с этими требованиями в качестве реперных радионуклидов были поочередно проверены нуклиды из Универсального Перечня 99. Для этого были рассчитаны отношения доз  $D_{\Sigma}^{\text{пр.}}$ , спрогнозированных по активности предполагаемого реперного радионуклида, к усредненной за период наблюдения для рассматриваемой АЭС дозе  $D_{\Sigma}^{\text{ист.}}$ , которая была рассчитана в соответствии с формулами методики [2] с использованием данных по активности всех регистрируемых нуклидов (истинной дозе  $D_{\Sigma}^{\text{ист.}}$ ).

В качестве примера в таблице 2 представлены отношения прогнозируемой по предполагаемому реперному радионуклиду суммарной годовой дозы к истинной  $D_{\Sigma}^{\text{пр.}} / D_{\Sigma}^{\text{ист.}}$  для АЭС Богунце. Аналогичный анализ был проведен для радионуклидов, входящих в газоаэрозольный выброс каждой из рассматриваемых восьми европейских АЭС советского дизайна.

Было установлено, что для рассматриваемых атомных станций с реакторными установками типов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 наилучшие результаты прогнозирования доз демонстрируют  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$  и Сумма ИРГ.

Для Игналинской АЭС, обладающей реакторной установкой РБМК-1500, наилучшие результаты в качестве реперного радионуклида продемонстрировал  $^{131}\text{I}$ , измерения активности  $^3\text{H}$  и  $^{14}\text{C}$  за время наибольшей половины периода эксплуатации не производились.

**Таблица 2. Отношения прогнозируемой по предполагаемому реперному радионуклиду суммарной годовой дозы к истинной  $D_{\Sigma}^{пр.} / D_{\Sigma}^{ист.}$  для АЭС Богунце.**

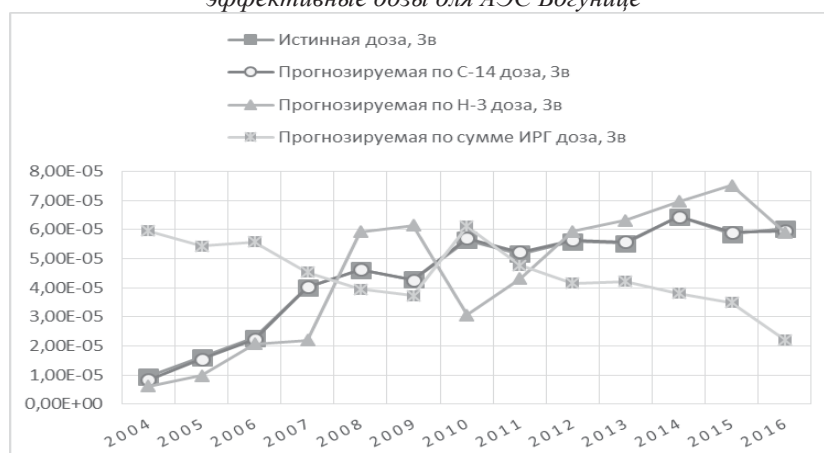
| Реперный нуклид   | 2004  | 2005 | 2006 | 2007 | 2008 | 2009 | 2010  | 2011  | 2012  | 2013  | 2014  | 2015  | 2016  | Среднее значение |
|-------------------|-------|------|------|------|------|------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|------------------|
| $^3\text{H}$      | 0.57  | 1.43 | 1.64 | 1.37 | 1.08 | 0.95 | 0.75  | 0.94  | 0.97  | 0.78  | 0.97  | 1.42  | 1.17  | <b>1.080</b>     |
| $^{14}\text{C}$   | 0.17  | 0.95 | 1.12 | 1.18 | 1.23 | 1.27 | 1.23  | 1.18  | 1.26  | 1.29  | 1.27  | 1.24  | 0.84  | <b>1.093</b>     |
| Сумма ИРГ         | 0.82  | 1.68 | 2.13 | 1.26 | 1.38 | 1.04 | 1.90  | 2.61  | 1.33  | 1.04  | 1.13  | 1.51  | 0.06  | <b>1.377</b>     |
| $^{41}\text{Ar}$  | 0.79  | 1.56 | 2.01 | 1.31 | 1.22 | 0.91 | 1.91  | 2.73  | 1.45  | 1.16  | 1.24  | 1.65  | <0.01 | <b>1.379</b>     |
| $^{60}\text{Co}$  | 1.14  | 5.65 | 2.43 | 2.91 | 2.91 | 1.58 | 0.69  | 1.25  | 0.30  | 0.13  | 0.18  | 0.30  | 0.30  | <b>1.520</b>     |
| $^{131}\text{I}$  | 16.01 | 3.40 | 0.87 | 0.82 | 0.24 | 0.10 | 0.02  | 0.02  | 0.01  | 0.01  | 0.01  | 0.01  | <0.01 | <b>1.654</b>     |
| $^{181}\text{Hf}$ | -*    | -*   | -*   | -*   | -*   | -*   | <0.01 | <0.01 | <0.01 | <0.01 | <0.01 | <0.01 | 2.40  | <b>0.342</b>     |

\*Символ (-) обозначает, что в выбранный год измерения активности данного реперного радионуклида не проводились.

На рисунках 1-3 для сравнения представлены результаты прогнозирования суммарных годовых доз по выбранным реперным радионуклидам и истинные суммарные годовые дозы для некоторых рассматриваемых европейских АЭС советского дизайна.



*Рис. 1. Истинная и прогнозируемая по  $^{14}\text{C}$ ,  $^3\text{H}$  и сумме ИРГ в качестве реперных радионуклидов годовые эффективные дозы для АЭС Богунце*



*Рис. 2. Истинная и прогнозируемая по  $^{14}\text{C}$ ,  $^3\text{H}$  и сумме ИРГ в качестве реперных радионуклидов годовые эффективные дозы для АЭС Моховце*



Рис. 3. Истинная и прогнозируемая по  $^{14}\text{C}$ ,  $^3\text{H}$  и сумме ИРГ в качестве реперных радионуклидов годовые эффективные дозы для АЭС Дукованы

## 4. Выводы

Теория нуклидного вектора и реперных радионуклидов успешно решает задачу формирования и обоснования сокращенного перечня контролируемых радионуклидов в выбросах АЭС.

Аналитически доказано, что газоаerosольные выбросы рассматриваемых АЭС квазистабильны во времени в условиях нормальной эксплуатации. Значения суммарной дозы выбросов за год отличаются от значения среднегодовой суммарной дозы не более чем в 2 раза за период наблюдения, за исключением отдельных случаев, причинами возникновения которых может быть проведение уникальных технологических операций, несовершенство аппаратуры, недостатки систем очистки выбросов и т.д., в том числе связанных с изменением нормативной базы.

На основании вышеизложенного вывода для рассматриваемых европейских АЭС советского дизайна с реакторными установками ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 сформирован Универсальный Перечень 99, который в дальнейшем может быть использован для нормирования и контроля выбросов рассматриваемых АЭС. В него вошли: Сумма ИРГ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^3\text{H}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{110\text{m}}\text{Ag}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{95}\text{Zr}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{58}\text{Co}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{181}\text{Hf}$ .

Наилучшими реперными радионуклидами были признаны  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$  и Сумма ИРГ для рассматриваемых атомных станций с энергоблоками ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 и  $^{131}\text{I}$  - для Игналинской АЭС с реакторной установкой РБМК-1500.

Показано, что зная активность реперных нуклидов, можно прогнозировать суммарную годовую дозу от выбросов АЭС, отличающуюся от истинной не более, чем в 2 раза.

## Литература

1. «Перечень загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды», утвержденный распоряжением Правительства Российской Федерации от 8 июля 2015 г. № 1316-р.
2. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров необходимых для разработки и установления нормативов ПДВ РВ в атмосферный воздух» РБ-106-15, утверждено приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 11 ноября 2015 года № 458.
3. Изменения в Методику разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух», утверждено приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 28 июня 2017 года № 233.

# Анализ полноты библиотеки бенчмарк-экспериментов при валидации кодов, предназначенных для обоснования ядерной безопасности

Глазков А.С., Иванов Д.Т., Тебин В.В.,

Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт"

тел.: (916) 602-69-70, эл. почта: Alexandr\_Glazkov@bk.ru

При проведении расчетных работ в обоснование ядерной безопасности требуется предоставлять на сопровождающие материалы, в которых должна содержаться информация о верификации и валидации соответствующих программных средств (ПС). Эту работу приходится выполнять по несколько раз в год. В связи с этим необходима разработка специальных подсистем, автоматизирующих процедуру подготовки исходных данных, проведения расчетов и статистической обработки результатов моделирования бенчмарк-экспериментов и расчетных тестов.

В докладе представлено краткое описание подсистемы ASSEMBLY-2, предназначенной для архивации результатов моделирования бенчмарк-экспериментов и статистической обработки этих результатов. Также представлены некоторые интересные результаты, полученные с помощью подсистемы ASSEMBLY-2 при обработке большого набора результатов расчета бенчмарк экспериментов по большинству используемых в настоящее время кодов, основанных на методе Монте-Карло и использующие различные библиотеки оцененных ядерных данных. Подсистема ASSEMBLY-2 является составной частью российского пакета САПФИР [1], предназначенного для разработки кодов нейтронно-физического расчета ядерных реакторов, и используется при валидации комплекса кодов САПФИР-2006 [2], предназначенного для расчетов в обоснование ядерной безопасности при обращении с топливом на АЭС с ВВЭР.

В рамках международной кооперации, начиная с 1995 года, формируется Международный сборник оцененных критических бенчмарк-экспериментов (МСОКБЭ) [3], предназначенный для статистической валидации нейтронно-физических кодов. На сентябрь 2016 года в сборнике были описаны около 5000 бенчмарк моделей экспериментов по определению  $K_{эф}$ . В этой же версии сборника также было приведено более 18000 результатов расчета  $K_{эф}$  по различным кодам на основе различных библиотек оцененных ядерных данных.

Под полнотой данных здесь понимается такой набор экспериментальных или/и расчетных данных, что при добавлении к ним новых значений в рамках выборки того же типа основные статистические характеристики (нормальность распределения, дисперсия, среднее смещение) практически не изменяются. Под консервативной полнотой понимается такое изменение статистических параметров при увеличении выборки, которое соответствует только сближению расчетных и экспериментальных данных.

Наиболее распространенный способ оценки полноты набора экспериментов опирается на оценку близости распределения отклонений расчетов и экспериментов к нормальному распределению. Это можно сделать с помощью минимизации критерия Пирсона  $\chi^2$ .

Значения среднего смещения  $\bar{d}_m$  и его дисперсию  $\sigma_m^2$  можно определить из условия минимума  $\chi^2$ :

$$\begin{cases} \partial\chi^2 / \partial\bar{d}_m = 0 \\ \partial\chi^2 / \partial\sigma_m^2 = 0 \end{cases} \quad (1)$$

По определенным из решения системы (2) значениям среднего смещения и его дисперсии можно вычислить методическую ошибку расчета соответствующей серии экспериментов:

$$S_m = \sqrt{\sigma_m^2 + \bar{d}_m^2} \quad (2)$$

и 95 % доверительный интервал, который оценивается примерно в две погрешности (точнее 1.96).

$$D95 = 2S_m, \quad (3)$$

Критерием близости распределения к нормальному является уровень нормальности (далее обозначается как  $u$ ) в процентах, Устойчивость оценки определения уровня нормальности проверяется путем вариации числа подынтервалов на  $\pm 10\%$  или удалением из выборки случайным образом  $10\%$  отклонений. Если при этих вариациях уровень нормальности меняется менее чем на  $10\%$ , то оценка считается устойчивой.

Если все перечисленные условия удовлетворены, уровень нормальности превышает  $70\%$  и доля выхода отрицательных отклонений за  $95\%$  доверительный интервал не превышает  $2,5\%$ , то распределение считалось близким к нормальному, а в качестве погрешности ПС принимается  $S_m$ .

Методическая погрешность кода  $S_m$  также включает в себя несколько погрешностей. Это погрешность моделей аналогового моделирования нейтронно-физических процессов, ненайденные программные ошибки кода и погрешность используемых оцененных ядерных данных. Рассмотрим тенденции изменения статистических характеристик расчетов всех экспериментов по годам публикации разделов с описаниями экспериментов в [3].

В таблице 1 приводятся статистические данные по нескольким выборкам из материалов [3] и другой литературы для всей совокупности бенчмарк экспериментов:

1. Результаты расчета, приведенные непосредственно в разделах [3] с описанием бенчмарк моделей.
2. Добавлены результаты расчета, приведенные в [3] в отдельных приложениях. Это расчеты по американскому коду KENO на основе российской библиотеки ядерных данных ABBN93 и по американскому коду MCNP с библиотеками ENDF/D-VII.0 и ENDF/B-VI.8.
3. Добавлены результаты расчета не входящие в [3]. Это расчеты по американским кодам MCNP и TART на основе библиотек ENDF/D-VII.0, ENDF/B-VI.8, JEFF-3.1, ENDF/D-VII.1, ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3 [4-8] и результаты расчета по кодам комплекса САПФИР-2006 на основе российских оценок ядерных данных БД ЛНФК-87/03.

**Таблица 1 – Статистика расчета по годам публикации экспериментов в [6] для различных выборок результатов расчета**

| Год<br>опубл. | Число<br>экспериментов | Основные тома [6] |      |     | + Приложения [6] |      |     | + другие источники |      |     |
|---------------|------------------------|-------------------|------|-----|------------------|------|-----|--------------------|------|-----|
|               |                        | Число расчетов    | S,%  | u,% | Число расчетов   | S,%  | u,% | Число<br>расчетов  | S,%  | u,% |
| 1999          | 1521                   | 4405              | 1.14 | 80  | 6203             | 1.05 | 71  | 12871              | 0.93 | 69  |
| 2001          | 2477                   | 7182              | 1.10 | 77  | 10027            | 1.04 | 75  | 20075              | 0.95 | 74  |
| 2002          | 2867                   | 8345              | 1.10 | 74  | 11649            | 1.04 | 71  | 23184              | 0.98 | 81  |
| 2003          | 3161                   | 9161              | 1.08 | 76  | 12730            | 1.04 | 84  | 25201              | 0.97 | 97  |
| 2004          | 3350                   | 9645              | 1.08 | 70  | 13427            | 1.04 | 71  | 26531              | 0.98 | 94  |
| 2005          | 3686                   | 10387             | 1.07 | 25  | 14486            | 1.04 | 40  | 28587              | 0.98 | 83  |
| 2006          | 3941                   | 10777             | 1,06 | 14  | 15197            | 1.03 | 31  | 30095              | 0.97 | 80  |
| 2007          | 4091                   | 11082             | 1.05 | 5   | 15654            | 1.02 | 18  | 30950              | 0.96 | 68  |
| 2008          | 4225                   | 11517             | 1.04 | 4   | 16159            | 1.01 | 20  | 31686              | 0.95 | 69  |
| 2009          | 4339                   | 11730             | 1.04 | 6   | 16480            | 1.01 | 18  | 32197              | 0.96 | 60  |
| 2010          | 4447                   | 12090             | 1.03 | 5   | 16933            | 1.00 | 15  | 32762              | 0.95 | 55  |
| 2011          | 4565                   | 12318             | 1.03 | 10  | 17273            | 1.00 | 10  | 33274              | 0.95 | 46  |
| 2012          | 4611                   | 12433             | 1,03 | 11  | 17427            | 1.00 | 9   | 33550              | 0.95 | 34  |
| 2013          | 4704                   | 12772             | 1.01 | 7   | 17837            | 0.99 | 2   | 34153              | 0.94 | 10  |
| 2015          | 4902                   | 13287             | 1.00 | 2   | 18466            | 0.98 | < 1 | 35045              | 0.94 | 2   |
| 2017          | 4931                   | 13392             | 1.00 | < 1 | 18597            | 0.98 | < 1 | 35176              | 0.94 | 1   |

По результатам, приведенным в таблице 1 можно сделать следующие заключения:

1. Погрешность моделирования критических экспериментов уменьшается с увеличением выборки экспериментов и результатов расчета по различным кодам.
2. Если на ранних этапах формирования МСОКБЭ можно было говорить о близости к нормальному распределению отклонений результатов расчета и эксперимента, то после 2010 нормальность распределения становится сомнительной.



В работе [10] после выделения в отдельные классы 3-х типов экспериментов (сборки с промежуточным спектром, сборки с тепловым спектром и органическим замедлителем, гомогенизированные модели типа ZPR) удалось получить практически нормальное распределение отклонений расчетов и экспериментов по данным, опубликованным после 2003 года.

В отличие от работы [10], в настоящей работе серии экспериментов, подозрительные на искажение нормальности совокупного распределения отклонений результатов расчетов и экспериментов, выбраны с запасом, чтобы выяснить причины искажения нормальности после 2009 года. В настоящем рассмотрении выделены из общей совокупности эксперименты следующих типов:

1. сборки с тепловым спектром нейтронов при наличии органического замедлителя;
2. сборки типа ZPR;
3. сборки с промежуточным спектром нейтронов;
4. сильно подкритические сборки с  $K_{эф} < 0.95$ ;
5. все сборки из тома 5 ( $U^{233}$ ).

В таблице 4 приводятся результаты обработки данных по моделированию бенчмарк-экспериментов по годам включения их описания в МСОКБЭ без учета выделенных типов экспериментов.

**Таблица 2. Статистика расчета по годам опубликования экспериментов в [3] после выделения некоторых отдельных типов экспериментов и всех экспериментов из тома 5 (на основе  $U^{233}$ ) в отдельные классы.**

| Год опубликования | Число экспер. | Число расчетов | S, % | (-δ95), % | и, % |
|-------------------|---------------|----------------|------|-----------|------|
| 1999              | 1299          | 11199          | 0.91 | 4.2       | 63.7 |
| 2000              | 1865          | 15239          | 0.86 | 4.9       | 77.9 |
| 2001              | 1986          | 16310          | 0.87 | 4.8       | 79.9 |
| 2002              | 2295          | 18627          | 0.86 | 4.6       | 94.3 |
| 2003              | 2506          | 19945          | 0.84 | 4.0       | 99.1 |
| 2004              | 2650          | 20840          | 0.84 | 4.0       | 99.2 |
| 2005              | 2842          | 22112          | 0.83 | 3.9       | 99.1 |
| 2006              | 3096          | 23582          | 0.83 | 4.1       | 99.1 |
| 2007              | 3220          | 24398          | 0.82 | 4.3       | 99.1 |
| 2008              | 3343          | 25112          | 0.82 | 4.2       | 98.7 |
| 2009              | 3432          | 25501          | 0.81 | 4.2       | 98.1 |
| 2010              | 3532          | 26018          | 0.81 | 4.3       | 96.2 |
| 2011              | 3648          | 26515          | 0.81 | 4.4       | 92.2 |
| 2012              | 3692          | 26773          | 0.81 | 4.5       | 89.5 |
| 2013              | 3783          | 27458          | 0.80 | 4.4       | 34.3 |
| 2015              | 3879          | 27859          | 0.80 | 4.6       | 16.1 |
| 2017              | 3908          | 27990          | 0.80 | 4.7       | 2.1  |

Результаты статистической обработки новой выборки в таблице 4 по 2009 год включительно подтверждают выводы, которые мы сделали ранее в работе [10] о практически полной нормальности распределения отклонений расчетов и экспериментов после выделения некоторых типовборок. После 2009 года произошел странный эффект: при уменьшении средней погрешности произошло заметное отклонение формы распределения от нормальной.

На рисунке 1 приводится совокупность уровней нормальности распределений для следующих выборок:

- I – основные разделы в [3];
- II – дополнительно данные из приложений в [3];
- III – дополнительно к II данные из других источников;
- END – исключены 4 типаборок и данные из тома 5.

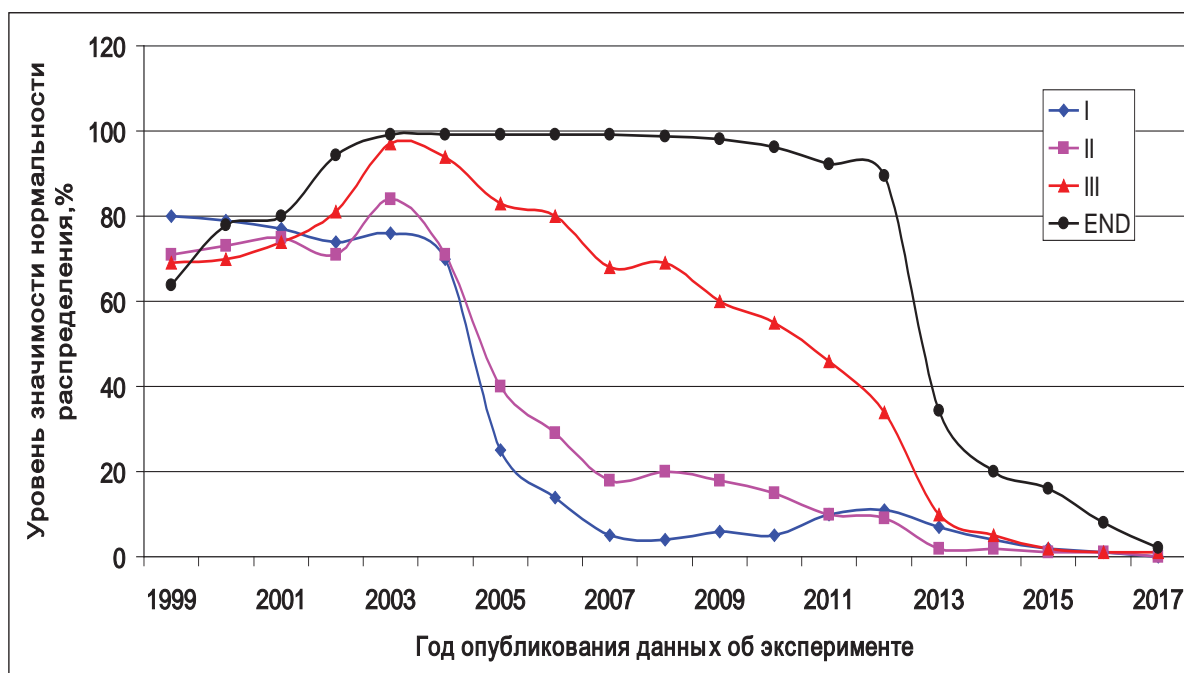


Рис. 1. Изменение уровня нормальности распределения по годам формирования МСОКБЭ [6] для различных выборок

На основании, приведенных выше результатов статистической обработки можно сделать следующие выводы:

1. Набор бенчмарк моделей, приводимых в [3] по 2009 год является достаточно полный и может быть использован при определении методической погрешности расчетных кодов.
2. Бенчмарк модели, введенные в [3] после 2009 года, а также результаты расчетов, опубликованные в то же время, следует использовать при обобщенной статистической обработке с осторожностью и только после их проверки на не искажение нормальности распределения стандартизированных отклонений за счет субъективностей выборок.

## Литература

1. Тебин В.В. Алгоритмы ядерной безопасности. LAP LAMBERT Academic Publishing, ISBN 978-3-659-30350-0, 2014.
2. Тебин В.В., Борисенков А.Э. Комплекс программ САПФИР-2006 для расчета полномасштабных активных зон реакторов ВВЭР методом Монте-Карло. Вестник СГТУ №4 (20) вып. 5, 2006.
3. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments. NEA/NSC/DOC(95)03 September 2018 Edition.
4. Van der Marck S. C.. Benchmarking ENDF/B-VII.0, Nuclear Data Sheets, Volume 107, September 2006, Pages 3061-3118.
5. Van der Marck S. C.. Criticality Safety benchmark calculations with MCNP-4c3 using JEFF-3.1 nuclear data, JEF/DOC-1105-1107, October 2005.
6. Cullen D.E., Plechaty E.F. ENDF/B-VII.0 Data Testing. UCRL-TR-235178, 2007.
7. D.A. Brown ENDF/B-VIII.0: The 8-th Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELO-project Cross Sections, New Standards and Thermal Scattering Data / D.A. Brown [et al.] // Nuclear Data Sheets. – 2018, –Volume 148, p. 1-142
8. Andrej Trkov On the Benchmarking of New Evaluated Nuclear Data Libraries. IAEA INDC(NDS)-0751 Distr. G+IN+J, March 2018.
9. Худсон Д. Статистика для физиков. М.: Мир, 1970.
10. Tebin V.V. Statistical Verification of Neutron-Physics Programs for Calculations in Support of Nuclear Safety

# Анализ чувствительности численной модели планируемого термомеханического эксперимента в ПИЛ

*Горелов М.М., аспирант 3 года ИБРАЭ РАН*

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

## 1. Введение

Программа исследований для проектируемого пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО) в Нижнеканском гранито-гнейсовом массиве (Красноярский край) содержит более 150 исследовательских задач, каждая из которых относится к определенному аспекту обоснования долговременной безопасности [1]. Существенная часть этих работ будет осуществляться в подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ), тем не менее, одним из основных инструментов при обосновании долговременной безопасности является численное моделирование ключевых процессов, определяющих эволюцию системы захоронения. Очевидно, что экспериментальные задачи тесно взаимосвязаны с задачами моделирования. С одной стороны, эксперименты должны обеспечить необходимые для моделирования данные о свойствах системы захоронения и особенностях протекающих в ней процессов. С другой стороны, численное моделирование, сопровождаемое анализом и последующим учетом возникающих неопределенностей, существенно для адекватного проектирования экспериментальных установок.

В настоящее время разрабатывается система расчетных кодов для целей обоснования безопасности ПГЗРО. В перспективе эти расчетные коды должны обеспечивать интегральное моделирование всех необходимых процессов (гидрогеологических, термомеханических, химических, биологических) с учетом всех влияющих на долговременную безопасность ПГЗРО факторов, различных масштабов, взаимодействий подсистем, неопределенностей и т.д. В этой работе демонстрируется интеграция двух из этих кодов: моделирование тепловых и механических процессов происходит в коде FENIA [2], а анализ чувствительности реализуется в коде MOUSE [3].

## 2. Модель термомеханического эксперимента

В данной работе анализ чувствительности проводился для модели одного из запланированных в ПИЛ термомеханических экспериментов. Экспериментальная установка представляет собой тоннель в горной породе шириной 6 м и высотой от 6 до 6,5 м (свод имеет цилиндрическую форму). В центре тоннеля находятся две скважины для размещения электрических нагревателей — имитаторов РАО на расстоянии 4 м друг от друга. Схематически эксперимент и расчётная область представлены на рисунке 1. Цель эксперимента – измерить крупномасштабные тепловые и механические свойства вмещающей породы и исследовать напряжения, вызванные проходками выработок и тепловым воздействием в неоднородной и трещиноватой породе.

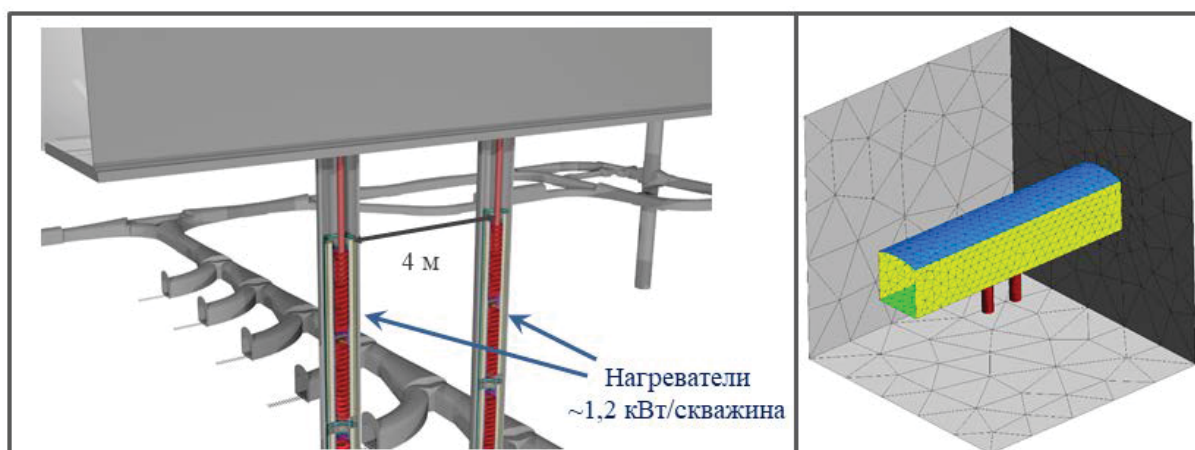


Рис.1. Схематическое представление эксперимента и расчётной области

### 3. Анализ чувствительности

Анализ чувствительности – определение входных параметров, которые больше всего влияют на неопределённость результата моделирования. К настоящему времени разработано достаточно большое количество методов оценки чувствительности моделей к их параметрам. В данной работе был использован метод EFAST (Extended Fourier amplitude sensitivity testing) [4], использующий разложение Фурье для выхода, который относится к вариационным методам анализа чувствительности.

Использование метода EFAST подразумевает получение индексов первого порядка и индексов полного вклада для каждого входного параметра, изначально обладающего неопределённостью. Индексы первого порядка измеряют прямой вклад фактора в вариацию выхода. Индекс полного порядка измеряет полный вклад входного фактора, рассматривая его прямой эффект и его взаимодействия со всеми другими факторами, что может усиливать индивидуальный эффект в случае неаддитивности модели.

Анализ чувствительности проводился для трёх моментов времени (60, 300 и 1000 суток) в трёх точках расчётной области:

1. посередине между скважинами на глубине, равной половине глубины скважин;
2. над первой, на глубине 0,4 м от пола тоннеля;
3. на расстоянии 1 м от первой точки в сторону левой скважины.

### 4. Результаты

Результатом моделирования являются поля температуры и термонапряжений. Чувствительность модели рассматривалась к таким входным параметрам, как тепловыделение, теплопроводность, теплоёмкость, теплосъём с поверхности пола, стен и потолка, коэффициент теплового расширения и модуль Юнга. Результаты анализа чувствительности представлены на рисунке 2. Как можно заметить, температура почти полностью определяется энергоснабжением нагревателей и немного теплопроводностью породы, а термонапряжения в той или иной степени чувствительны практически ко всем входным параметрам.

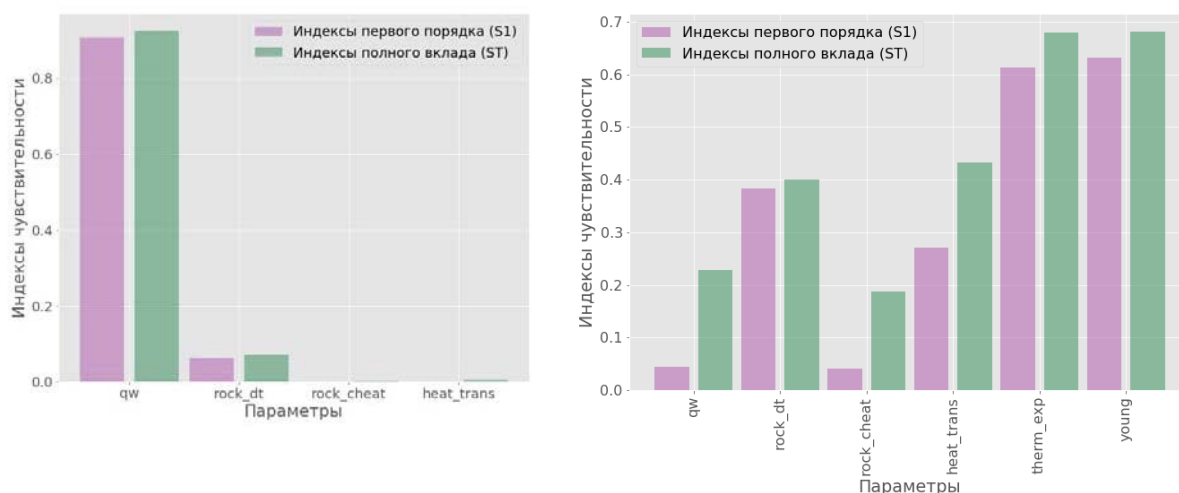


Рис.2. Результаты анализа чувствительности для температуры (слева) и термонапряжения (справа) в момент времени 1000 дней после начала эксперимента в точке, лежащей в плоскости скважин, на глубине, равной половине глубины скважин, смещённой на 1 м в сторону левой скважины относительно центра

## 5. Заключение

Анализ чувствительности модели термомеханического эксперимента выявил неравномерность влияния входных параметров в зависимости от времени и расположения в пространстве. Например, влияние теплопроводности в точках, равноудаленных от скважин, увеличивалась для более поздних моментов времени, а в точке, близкой к одной из скважин, влияние теплопроводности зависело времени слабее. Влияние теплоёмкости точек между скважинами, наоборот, уменьшалось с увеличением времени, а рядом со скважиной оставалось несущественным на протяжении всего времени. Параметр, характеризующий отвод тепла от пола, стен и потолка тоннеля сильно влияет на результат в областях, близких к полу тоннеля, но незначителен для более глубоких областей.

Полученные результаты могут быть полезны для более точного проектирования экспериментальной установки, в частности, для более аргументированного выбора расположения датчиков и определения режима работы нагревателей.

## Литература

1. Свительман В. С., Савельева Е. А., Бутов Р. А., Линге Ин. И., Дорофеев А.Н., Тихоновский В.Л. Информационно-аналитическая платформа программы исследований по обоснованию долговременной безопасности российского ПГЗРО // Радиоактивные отходы. — 2018. — № 2(3). — С. 79-87.
2. Butov R.A., Drobyshevsky N.I., Moiseenko E.V. and U.N. Tokarev. 2017. Finite element code FENIA verification and application for 3D modelling of thermal state of radioactive waste deep geological repository. J. Phys.: Conf. Ser. 891 012174. DOI: 10.1088/1742-6596/891/1/012174
3. Савельева Е.А. Концепция программного комплекса для оценки неопределенности при обосновании безопасности пунктов захоронения РАО // Ядерная и радиационная безопасность, 2016, №4 (82), С. 22-35.
4. Saltelli A., Tarantola S. and K. P.-S. Chan. 1999. A Quantitative Model-Independent Method for Global Sensitivity Analysis of Model Output, Technometrics, vol. 41, no. 1, pp. 39-56, DOI: 10.1080/00401706.1999.10485594

# Численное моделирование фильтрации в трещиновато-пористых средах в коде GeRa

Григорьев Ф.В., инженер-исследователь ИБРАЭ РАН, аспирант 3 года ИВМ РАН

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

Институт вычислительной математики им Г.И. Марчука РАН

тел.: (495) 955-23-43, эл. почта: grig-fedor@ibrae.ac.ru

## 1. Введение

На конференции ШМУ-2018 была показана математическая модель дискретных сетей трещин (DFN – Discrete Fracture Network), позволяющая рассчитывать течение в трещиновато-пористой среде путем решения задачи фильтрации в области смешанной размерности (явно моделируется течение в трехмерной пористой среде и на двумерных трещинах с учетом водообмена между ними). Численная реализация данной модели была затем добавлена в код GeRa.

В случае двумерной геометрии задачи (т.н. профильные модели) трещины в GeRa также могут быть представлены в виде областей неоднородности (далее для краткости будем называть это классическим подходом). В данной работе на примере решения тестовой задачи исследуется эффективность классического и DFN подходов учета трещин.

## 2. Математические модели течения в трещиновато-пористой среде

При использовании DFN модели задача течения в трещинах ставится следующим образом:

$$\left\{ \begin{array}{l} \rho S_{fr}^{(i)} \frac{\partial h_{fr}^{(i)}}{\partial t} - \nabla'_i (b^{(i)} \rho K_{fr}^{(i)} \nabla'_i h_{fr}^{(i)}) = -\rho (q^+ + q^-) \quad i = 1 \dots N_f \\ \vec{V} = -K_{fr}^{(i)} \nabla'_i h_{fr}^{(i)} \\ K_{fr} = \frac{\rho g b^2}{\mu 12} \\ q^\pm = -K (\nabla h)^\pm \vec{n}^\pm \\ \nabla'_i h_{fr}^{(i)} \cdot \vec{n} |_{\partial F_M^{(i)}} = 0 \\ h |_{\partial F_D^{(i)}} = h_D \\ -K_{fr}^{(i)} \nabla'_i h_{fr}^{(i)} \cdot \vec{n} |_{\partial F_N^{(i)}} = Q_N \\ h_i(x) = h_j(x) \quad x \in \gamma_{ij} = F_i \cap F_j \\ (-b_i K_{fr}^{(i)} \nabla'_i h_i)^+ \vec{n}_i^+ + (-b_i K_{fr}^{(i)} \nabla'_i h_i)^- \vec{n}_i^- = \\ = (-b_j K_{fr}^{(j)} \nabla'_j h_j)^+ \vec{n}_j^+ + (-b_j K_{fr}^{(j)} \nabla'_j h_j)^- \vec{n}_j^- \quad x \in \gamma_{ij} = F_i \cap F_j \end{array} \right. \quad (1)$$

где  $N_f$  – общее количество трещин в модели,  $\rho$  – плотность жидкости,  $S_{fr}$  – коэффициент упругой деформации трещины,  $h_{fr}^{(i)}$  – гидравлический напор в  $i$ -й трещине,  $\nabla'_i$  – градиент в плоскости трещины,  $K_{fr}$  – трещинная проводимость,  $\vec{V}$  – скорость течения в трещине,  $g$  – ускорение свободного падения,  $\mu$  – динамическая вязкость жидкости,  $b$  – раскрытие трещины,  $q^\pm$  – скорости просачивания через стенки трещины,  $F_i$  – область  $i$ -трещины (поверхность с краем),  $\partial F_M$  – граница трещины, лежащая внутри пористой среды,  $\partial F_D$  – граница трещины с условием 1-го рода,  $\partial F_N$  – граница трещины с условием 2-го рода,  $\gamma_{ij}$  – линия пересечения двух трещин.

Задача фильтрации в пористой среде в рамках модели DFN ставится следующим образом:

$$\begin{cases} \rho S \frac{\partial h}{\partial t} - \nabla(\rho K \nabla h) = Q \\ \vec{V} = -K \nabla h \\ h|_{\partial\Omega_D} = h_D \\ -K \nabla h \cdot \vec{n}|_{\partial\Omega_N} = Q_N \\ h(x) = h_{fr}(x), \quad x \in F_i \end{cases} \quad (2)$$

Здесь  $h$  – гидравлический напор в пористой среде,  $\vec{V}$  – скорость фильтрации,  $S$  – коэффициент упругой емкости,  $K$  – тензор фильтрации,  $\Omega$  – область, занятая трещиновато-пористой средой,  $\partial\Omega_D$  – граница области с условием 1-го рода,  $\partial\Omega_N$  – граница области с условием 2-го рода.

В классической модели система уравнений будет аналогична (2), только без последнего уравнения согласования напоров в пористой среде и в трещине (в данном случае согласование напоров в неоднородностях обеспечивается автоматически при пространственной дискретизации уравнений).

### 3. Постановка задачи

Для тестирования подходов была использована задача, предложенная в рамках международного проекта по тестированию гидрогеологических кодов HYDROCOIN [1]. Область моделирования представляет собой разрез слабопроницаемой кристаллической породы, содержащей две зоны повышенной трещиноватости с различной мощностью (10 м и 15 м) и наклоном (см. рисунок 1).

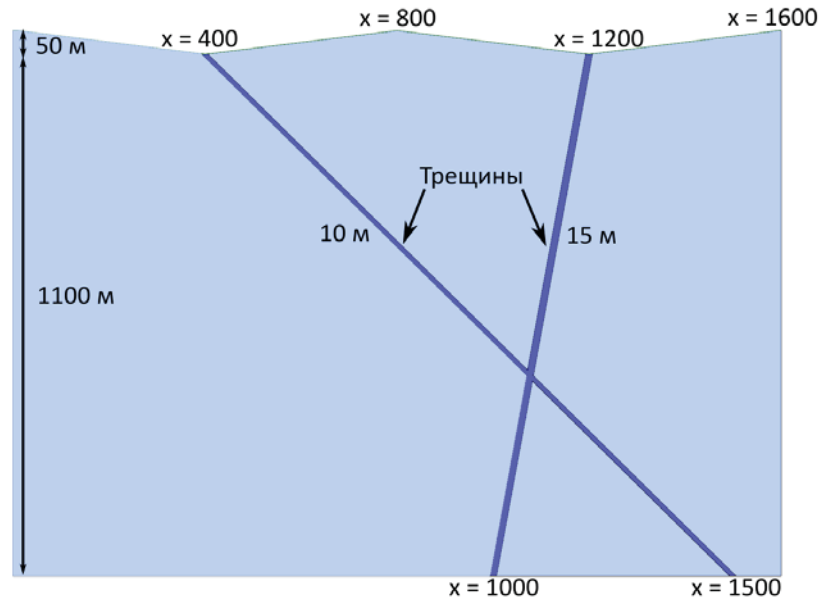


Рис. 1. Схема задачи HYDROCOIN Level 1 Case 2 [1]

На верхней границе гидравлический напор задан следующим образом:

$$h(x, z) = z \quad (3)$$

На остальных границах заданы условия непротекания. Коэффициент фильтрации в горной породе составляет  $K = 10^{-8}$  м/с, проводимость зон трещиноватости –  $K_{fr} = 10^{-6}$  м/с. Решается стационарная задача фильтрации. Течение в области возникает за счет асимметрии расположения зон трещиноватости.

## 4. Численный эксперимент

Расчеты проводились на квазидвумерных треугольно-призматических сетках с разной мелкостью разбиения  $h$ . Измерялось время  $t$  выполнения расчета (задачи запускались на ПК с процессором Intel Core i7-7500U на одном ядре). По результатам расчета вычислялась ошибка в L2-норме. В DFN подходе тестировалась реализованная на данный момент дискретизация по двухточечной схеме. В рамках классического подхода тестировались дискретизации по двухточечной схеме и по многоточечной O-схеме [2]. Результаты расчетов представлены в таблице 1.

**Таблица 1. Время расчета и ошибка расчета на сетках с разной мелкостью разбиения для разных методов**

| h  | 2 point  |        | O-scheme |         | DFN      |        |
|----|----------|--------|----------|---------|----------|--------|
|    | Error    | t, c   | Error    | t, c    | Error    | t, c   |
| 5  | 0.438074 | 14.528 | 0.048362 | 116.396 | 0.123127 | 10.617 |
| 10 | 1.25919  | 2.558  | 0.102291 | 20.728  | 0.161102 | 2.703  |
| 20 | 0.397757 | 0.785  | 0.197149 | 4.55    | 0.455008 | 0.66   |
| 40 | 0.718491 | 0.196  | 0.40917  | 0.953   | 1.19031  | 0.296  |
| 80 | 1.11269  | 0.088  | 0.858655 | 0.276   | 2.68157  | 0.112  |

## 5. Заключение

Проведем анализ полученных результатов. Видно, что для данной задачи двухточечная схема не обеспечивает сходимости, что вполне ожидаемо, ведь, как известно [3], для задач с сильной анизотропией тензора фильтрации сходимость двухточечной схемы на произвольных сетках не гарантирована. O-схема демонстрирует хорошую сходимость, но требует для решения в разы больше времени по сравнению с двухточечной схемой, что может быть чувствительно при расчетах на мелких сетках. DFN-метод, не смотря на то, что дискретизации уравнений в нем построены по двухточечной схеме, также показывает сходимость. Видимо, это можно объяснить тем, что анизотропия среды в данном методе явно учитывается самим видом решаемых уравнений. Затраты времени при этом примерно те же, что и при использовании двухточечной схемы в рамках классического метода.

## Литература

1. HYDROCOIN, 1988. The International HYDROCOIN Project – Level 1: Code Verification. Organization for Economic Co-operation and Development (OECD), Paris.
2. Aavatsmark I., Eigestad G. T., Klausen R. A. Numerical convergence of the MPFA O-method for general quadrilateral grids in two and three dimensions //Compatible spatial discretizations. – Springer New York, 2006. – Pp. 1-21.
3. Droniou J. Finite volume schemes for diffusion equations: Introduction to and review of modern methods //Mathematical Models and Methods in Applied Sciences. – 2014 – Vol. 24. – No. 08. – Pp. 1575-1619.



# Моделирование динамики размера частиц дисперсной фазы в двухфазном потоке

Грудцын Я.В., инженер ИБРАЭРАН

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

## 1. Актуальность

Для правильного описания процесса межфазного теплообмена, переноса в двухфазном потоке (газ-жидкость) ключевым вопросом в моделях двухфазных сред является определение размера частиц дисперсной фазы (капель, пузырьков, паровых агломератов) или межфазной поверхности. Во многих известных теплогидравлических кодах (например, RELAP, TRAC, CATHARE, ATHLET, SIMMER и т.д.) размер дисперсной фазы определяется из эмпирических соотношений и отвечает значению, при котором достигается динамическое равновесие в конкретной расчётной ячейке между процессами дробления и коагуляции пузырьков. Такой подход предполагает мгновенную подстройку диаметра пузырьков при изменении теплогидравлических параметров несущего потока, в тоже время при меньшем уровне турбулентности (меньшие скорости теплоносителя в контуре), зона релаксации размера пузырьков достаточно протяженная и может достигать несколько метров (величина определяется конкретными параметрами течения). В этом случае для определения текущего значения диаметра пузырьков нужно знать диаметр на предыдущем шаге, и фактически, средний диаметр пузырей становится независимым теплогидравлическим параметром, который нужно определять из дополнительных уравнений.

## 2. Транспортное уравнение для межфазной поверхности

Вместо среднего диаметра пузырей удобно использовать плотность площади межфазной поверхности. Средний диаметр пузырей  $d$ , плотность межфазной поверхности  $a$  и газосодержание  $\varphi$  связаны соотношением:

$$d=6\varphi/a, \quad (1)$$

При создании модели мы использовалось транспортное уравнение для межфазной поверхности из работы [1]. При его выводе учитывались процессы коагуляции и дробления, а так же изменение диаметра при изменении плотности среды. Это уравнение имеет следующий вид (2):

$$\frac{\partial a}{\partial t} + \nabla (a u_g) = \frac{2}{3} \frac{a}{\varphi} \left( \frac{\partial \varphi}{\partial t} + \nabla (\varphi u_g) \right) - (\psi_{RC} - \psi_{TI}), \quad (2)$$

$$\psi_{RC} = K_{c1} \frac{\pi \varepsilon_j^{1/3} \varphi^2}{3d_b^{5/3}} \frac{1}{\frac{\alpha_{\max}^{1/3} - \varphi^{1/3}}{\alpha_{\max}^{1/3}} + K_{c2} \varphi \sqrt{We / We_{cr}}} \exp(-K_{c3} \sqrt{We / We_{cr}}), \quad (3)$$

$$\psi_{TI} = K_{b1} \frac{\pi \varphi (1-\varphi) \varepsilon_j^{1/3}}{3d^{5/3}} \frac{1}{1 + K_{b2} (1-\varphi) \sqrt{We / We_{cr}}} \exp\left(-\frac{We_{cr}}{We}\right), \quad (4)$$

$$z \text{ где } \varepsilon_j = \frac{\langle j \rangle}{\rho_m} \left( -\frac{dP_{friction}}{dz} \right), \quad j = (1-\varphi) u_g + \varphi u_g, \quad \rho_m = (1-\varphi) \rho_f + \rho_g u_g, \quad We = \frac{2\rho_f \varepsilon^{2/3} d_s^{5/3}}{\sigma}$$

Здесь  $\psi_{RC}$  - изменение межфазной поверхности из-за коагуляции,  $\psi_{TI}$  - изменение межфазной поверхности из-за дробления,  $\varepsilon_j$  - скорость диссипации энергии,  $We$  - число Вебера,  $\rho_g$  и  $\rho_f$  - плотности газа и жидкости соответственно,  $u_g$  скорость газа,  $We_{cr}=1,24$   $\alpha_{\max}=0,52$   $K_{c1}=2,86$   $K_{c2}=1,922$   $K_{c3}=1,017$   $K_{b1}=1,6$   $K_{b2}=0,42$  согласно[1].

Решение данного транспортного уравнения (2) было внедрено в код HYDRA следующим образом: сначала происходит расчёт основных теплогидравлических переменных (давления, газосодержания, энтальпий и скоростей), а затем происходит вычисление межфазной поверхности на новом шаге из уравнения (2) по явной схеме против потока. После внедрения в код HYDRA была проведена верификация модели на аналитических тестах – всплывание пузырей в вертикальном канале и режим турбулентного течения в горизонтальном. Верифицируемым параметром выступал диаметр пузырей.

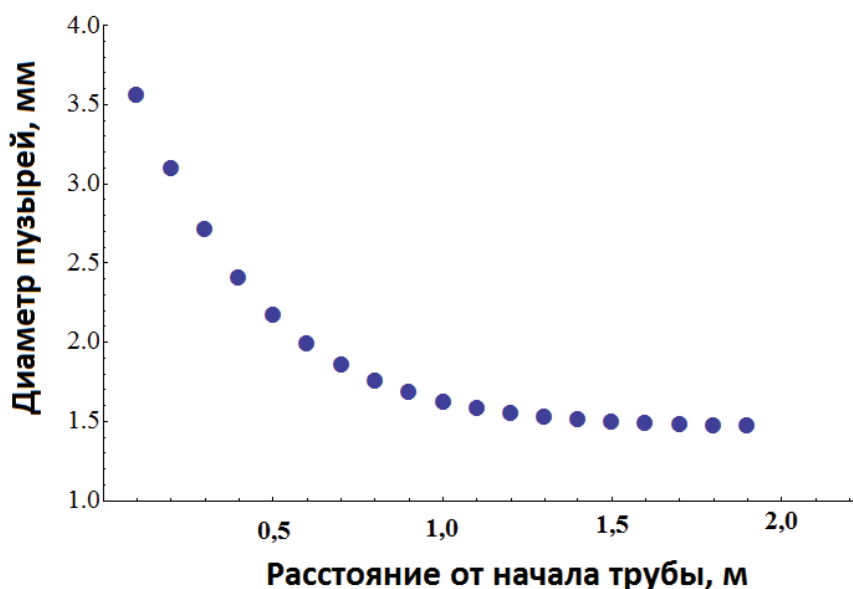
### 3. Верификация модели на аналитических тестах

Вертикальный канал моделировался трубой 1 высотой 4 м диаметра 26 см, заполненной свинцом. Снизу – заглушка, сверху граничное условие давления. В начальный момент в нижней части канала находятся пузыри начального диаметра 4мм, после начала расчёта они начинают всплывать, увеличиваясь в размере из-за уменьшения плотности газа при уменьшении давления. Для возможности сравнения с аналитическим решением процессы коагуляции и дробления в численном решении не учитывались. Сравнение с аналитическим решением приведено в таблице 1.

**Таблица 1. Изменение диаметра пузырей при всплывании**

| Высота, м | Отношение диаметра пузырей к начальному (программный расчёт) | Отношение диаметра пузырей к начальному (аналитический расчёт) |
|-----------|--|--|
| 0         | 1.0  | 1.0  |
| 0.8       | 1.036  | 1.034  |
| 2.0       | 1.090  | 1.091  |
| 3.0       | 1.159  | 1.160  |

Горизонтальный канал моделировался трубой 1 длиной 6 м диаметра 26 см, заполненной свинцом. Граничные условия – перепад давлений. В канал поступает теплоноситель свинец с газосодержанием 0,1. К 15й секунде в канале устанавливается скорость жидкости на уровне 1 м/с. Диаметр поступающих в канал пузырей равен 4 мм. Аналитические вычисления показывают, что приращение коагуляции(3) и дробления(4) сравниваются при значении диаметра 1,49 мм, значит, это именно к нему и должно релаксировать значение диаметра пузырей. Рисунок 1 соответствует этой динамике.



*Рис.1. Диаметр пузырей при распространении в канале*

Оба теста демонстрируют актуальность внедрения модели расчёта межфазной поверхности. Действительно, в рамках стандартного подхода, когда диаметр пузырей (и плотность площади межфазной поверхности) вычисляется как функция остальных теплогидравлических параметров, задачу о всплывании корректно смоделировать нельзя, так как в этой задаче диаметр пузырей определяется их начальным размером в нулевой момент времени. А для горизонтального канала такой подход давал бы неправильные значения диаметра для первого метра, так как в стандартном подходе размер пузырей вычислялся в предположении достижения динамического равновесия. Это условие равенства скоростей процессов коагуляции и дробления, а так для всего канала скорость процессов приблизительно одинакова (основные факторы – газосодержание и скорость жидкости в канале практически не меняются), при данном подходе диаметр пузыря составлял 1,49 мм для всего канала.

## 4. Заключение

Выполнено имплементирование разработанной модели в расчетный код HYDRA-LM. Продемонстрирована правильность работы внедрённой модели транспортного уравнения для межфазной поверхности на примере аналитических тестов. Данная модель необходима для правильного вычисления диаметра пузыря в ситуациях, когда скорость достижения динамического равновесия мала и фактически, его размер является независимым теплогидравлическим параметром. Только в рамках такого подхода возможно смоделировать задачу инжектирования в объём пузырей определённого диаметра (отличного от равновесного значения), что необходимо для моделирования истечения пароводяной смеси в свинцовый теплоноситель при нарушении герметичности трубок парогенератора реакторной установки типа БРЕСТ.

## Литература

1. Yao W., Morel C., “Volumetric interfacial area prediction in upward bubbly two-phase flow”, International Journal of Heat and Mass Transfer 47(2004) 307-328.

# Количественная оценка погрешности моделирования кодом СОКРАТ/ВЗ процессов теплообмена в бассейне тепловыделяющей жидкости

Долженков Е.А., аспирант 2 года ИБРАЭРАН

Научный руководитель: д.т.н., зав. от делением ОАБЯЭУ ИБРАЭРАН Киселев А.Е.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

## 1. Введение

Вследствие возрастающих требований к безопасности АЭС возникает необходимость в совершенствовании подходов к оценке возможностей расчетных кодов, как инструментов обоснования безопасности АЭС, прогнозировать последствия тяжелых аварий. В соответствии с РД-03-34-2000 количественным результатом валидации кода является погрешность результата расчета параметров, важных для обоснования безопасности АЭС. Методика оценки погрешности, основанная на вычислении отклонения расчетного значения от измеренного с последующей статистической обработкой полученных данных с использованием среднего арифметического и выборочной дисперсии, сложившаяся в современной практике валидации (далее – традиционный подход), подвергается критике со стороны надзорных органов [1], и в атомной отрасли обсуждаются альтернативные подходы, например. Для оценки погрешности расчета по коду СОКРАТ/ВЗ, широко используемому для детерминистического анализа тяжелых аварий на АЭС с РУ ВВЭР, предложен подход [2], основанный на стандарте ASME V&V20 [3]. Методика ASME V&V20 позволяет учитывать неопределенности измерений и неопределенности результата расчета, связанные как с неполнотой знаний о входных данных для расчета, так и с геометрической моделью объекта.

В настоящей работе обсуждается практическое применение такого подхода для оценки погрешности расчета по коду СОКРАТ/ВЗ основных характеристик теплоотдачи жидкости с внутренними источниками тепла на данных экспериментов BAFOND, BALI и RASPLAV-A-SALT.

## 2. Обзор экспериментов

Экспериментальные работы по моделированию теплоотдачи тепловыделяющей жидкости (ТВЖ), содержащейся в замкнутом объеме, различаются как по геометрии объема, так и в отношении самой постановки опыта. Для практических приложений представляют интерес аксиально-симметричные емкости, заполненные ТВЖ, ограниченной верхней горизонтальной поверхностью. Общая постановка задачи и описание экспериментов, рассматриваемых в рамках настоящей работы, приведены на рис. 1 и в табл. 1.

Таблица 1. Описание экспериментов по моделированию теплоотдачи

|                       | BAFOND №№1-4                            | BALI №1-7                              | RASPLAV-A-SALT №29  |
|-----------------------|---|--|---|
| Моделирующая жидкость | водный раствор соли (слабый)            | водный раствор сульфата цинка $ZnSO_4$ | расплав фтористой соли эвтектического состава $8\% NaF-92\% NaBF_4$ |
| Конфигурация объема   | вертикальный цилиндр                    | полусфера (slice)                      | полусфера + надстроенный цилиндр (slice)                            |
| $a = h/R$             | 2                                       | 1                                      | 1,1   |
| Способ нагрева        | DEH (Джоулев нагрев)                    | DEH (Джоулев нагрев)                   | SWH (нагрев от стенки)  |
| $Ra_i$                | $1,0 \cdot 10^{13} - 4,5 \cdot 10^{13}$ | $2,3 \cdot 10^{16}$                    | $1,6 \cdot 10^{13}$   |
| Линейный масштаб      | 1:20 <sup>1</sup>                       | 1:1 <sup>2</sup>                       | 1:10 <sup>3</sup>   |

<sup>1</sup> отношение диаметра оксидного слоя расплава в УЛР к диаметру экспериментальной ячейки;

<sup>2</sup> отношение диаметра гомогенного расплава или оксидного слоя расплава в условиях нормального расслоения на днище корпуса реактора к диаметру экспериментальной ячейки;

<sup>3</sup> отношение диаметра оксидного слоя расплава в нижней части корпуса реактора к диаметру экспериментальной ячейки.

В экспериментах для имитации расплава использовалась моделирующая жидкость. Объемное энерговыделение обеспечивалось за счет эффекта Джоуля – при пропускании постоянного электрического тока между опущенными в моделирующую жидкость электродами, либо посредством нагрева от боковой стенки. Сосуд с моделирующей жидкостью геометрически соответствовал прототипному трехмерному объему, определяемому заполнением расплавом (или его частью – слоем) на поздней стадии тяжелой аварии (ТА) днища корпуса реактора или УЛР.

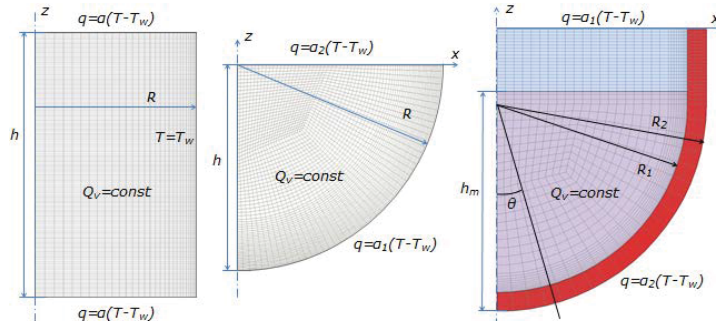


Рис. 1. Общая постановка задачи в экспериментах (слева направо) BAFOND, BALI, RASPLAV-A-SALT

Для моделирования выбраны отдельные эксперименты из серий, исходя из соображений наиболее близкого соответствия реакторным условия по следующим параметрам: аспектное отношение  $a = h/R$  (отношение высоты расплава  $h$  к радиусу бассейна  $R$ ) и значение модифицированного числа Рэлея  $Ra_i$ .

### 3. Общая физическая картина

Закономерности распределения теплоотдачи ТВЖ в замкнутом объеме определяются общей картиной конвективных течений, которая, в свою очередь, определяется геометрией границ и граничными условиями. Для примера на рис. 2а рассмотрена картина течений в экспериментах BALI [4], где наблюдалось три пространственные зоны: верхняя нестабильная зона ( $H_u$ ) с равномерно распределенной температурой (РБК), нижняя зона стратификации температуры, где жидкость поднимается в центр с низкой скоростью ( $\sim$ мм/с), и зона пограничного слоя, где жидкость контактирует со льдом, охлаждается и возвращается на дно бассейна с высокой скоростью.

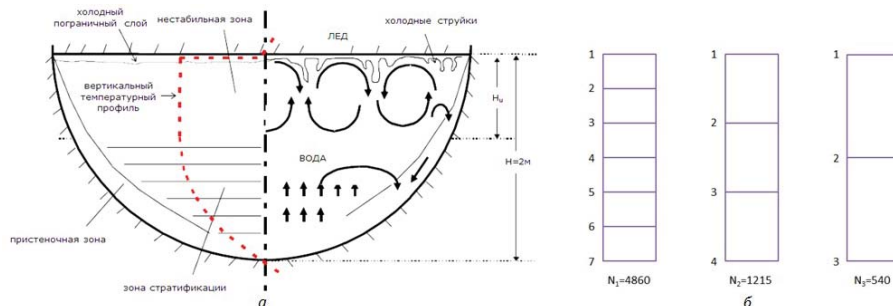


Рис. 2. а – общая картина течений в экспериментах BALI с охлаждаемыми границами; б – упрощенные фрагменты расчетных сеток, используемых для оценки неопределенности  $u_{num}$

Эта картина течений определяет основные характеристики теплоотдачи ТВЖ – распределение плотности потока тепла на границе  $q$  и максимальное превышение температуры жидкости в объеме над температурой границы (далее – максимальный подогрев)  $\Delta T_{max}$ .

### 4. Описание методики оценки погрешности

В настоящей работе оценка погрешности результата расчета выполняется с использованием подхода, основанного на стандарте ASME V&V20 [3] и адаптированного для оценки возможностей моделей тяжелоаварийных процессов в [2]. В соответствии со стандартом ASME V&V20 целью валидации является оценка погрешности результата расчета  $\delta_{model}$ , обусловленной модельными представлениями, а конечным количественным результатом валидации является определение интервала  $(E - u_{val}; E + u_{val})$ , в котором находится погрешность  $\delta_{model}$ .

В случае, когда для оценки погрешности используется одно измеренное значение, под величиной  $E$  понимается отклонение среднего результата расчета  $S$  от измеренного значения  $D$ , а под

неопределенностью  $u_{val}$  понимается следующая величина:

$$u_{val} = \sqrt{u_{input}^2 + u_{num}^2 + u_D^2}, \quad (1)$$

где  $u_{input}$  – стандартная неопределенность результата расчета, обусловленная неполнотой знаний о входных данных для расчета;  $u_{num}$  – стандартная неопределенность результата расчета, обусловленная численными методами и пространственной дискретизацией расчетной области;  $u_D$  – стандартная неопределенность измерения.

Определение отклонения  $E$  и оценка неопределенности  $u_{input}$  основаны на методе Монте-Карло, как на одном из рекомендуемых стандартом ASME V&V20, с последующей статистической обработкой результатов расчетов. Средний результат вариантных расчетов  $S$  и неопределенность  $u_{input}$  определяются на основе несмещенных оценок математического ожидания и стандартного отклонения для  $N_{calc}$  вариантных расчетов.

Оценка неопределенности  $u_{num}$  основана на экстраполяции Ричардсона [3]. Для этого выполняется сравнение результатов расчетов на нескольких сетках разной степени детальности.

Стандартная неопределенность измерения  $u_D$  в идеализированной постановке предполагается известной, поскольку ее оценка является составной частью эксперимента, однако на практике эти данные могут отсутствовать и единственным способом их получения становятся экспертные оценки.

В случае, когда оценка погрешности проводится на основе сравнения совокупности расчетных и измеренных значений (например, четыре однотипных эксперимента на установке BAFOND, выбранных для валидации), выполняется статистическая обработка значений  $E$  и  $u_{val}$ , полученных для каждого эксперимента, с использованием среднего арифметического и выборочной дисперсии, которые учитываются при вычислении полной неопределенности валидации  $u_{val}^{tot}$  следующим образом:

$$u_{val}^{tot} = \sqrt{u_E^2 + \bar{u}_{val}^2 + u_{u_{val}}^2}, \quad (2)$$

где  $u_E$  – неопределенность, обусловленная разбросом отклонений  $E$ ;  $\bar{u}_{val}$  – неопределенность валидации, усредненная по всем экспериментам;  $u_{u_{val}}$  – неопределенность, обусловленная разбросом значений неопределенности  $u_{val}$ . Подробное описание методики обработки результатов расчетов приведено в [2].

## 5. Обсуждение результатов расчетов экспериментов

Для моделирования кодом СОКРАТ/В3 конвективной теплоотдачи от границ бассейна расплава используется уравнение нестационарной теплопроводности с эффективными коэффициентами  $\lambda_x$  и  $\lambda_z$  (модель ЭОТ [5]). Значение безразмерного коэффициента  $\widehat{Nu}_x$ , используемого для вычисления эффективного коэффициента в  $x$ -направлении ( $\lambda_x = \lambda_w \widehat{Nu}_x$ , где  $\lambda_w$  – молекулярная теплопроводность), в общем случае определяется по измеренному среднему числу Нуссельта на боковой поверхности с учетом поправок, обусловленных особенностями модели. Для вычисления коэффициента  $\widehat{Nu}_z$  используется соотношение  $\lambda_x/\lambda_z$ , полученное из результатов CFD-расчетов.

Для каждого эксперимента была проведена серия вариантных расчетов (табл. 2) с объемом выборки  $N_{calc} = 100$  с целью определения отклонения  $E$  и оценки неопределенности  $u_{input}$ ; также по их поведению как функций числа расчетов контролировалась достаточность объема выборки.

**Таблица 2. Варьируемые параметры для оценки неопределенности  $u_{input}$**

| Варьируемый параметр          | BAFOND №№1-4 | BALI №1-7 | RASPLAV-A-SALT №29 |
|-------------------------------|--------------|-----------|--------------------|
| Молекулярная теплопроводность | +            | -         | -                  |
| Удельное энерговыделение      | +            | +         | +                  |
| $\widehat{Nu}_x$              | +            | +         | +                  |
| $\widehat{Nu}_z$              | +            | +         | +                  |
| Шаг по времени                | -            | -         | +                  |

Относительные значения параметров, полученные после обработки результатов вариантных расчетов в соответствии с методикой на примере расчета максимального подогрева жидкости в экспериментах BAFOND, а также относительные неопределенности  $u_{D,n,\%}$  и  $u_{num,n,\%}$  приведены в табл. 3.

Для оценки неопределенности  $u_{num}$  использовались результаты расчетов (без варьирования входных данных) с использованием трех сеток:  $N_1 = 162 \times 30$ ,  $N_2 = 81 \times 15$  и  $N_3 = 54 \times 10$ . Общий подход к измельчению сеток иллюстрируется на рис. 2б.

**Таблица 3. Результаты валидации модели на данных экспериментов BAFOND**

| $n$ – номер эксперимента | $E_{n,\%}$ | $u_{input,n,\%}$ | $u_{num,n,\%}$ | $u_{D,n,\%}$ | $u_{val,n,\%}$ |
|--------------------------|------------|------------------|----------------|--------------|----------------|
| 1                        | -4,2       | 9,0              | 0,4            | 5,3          | 10,5           |
| 2                        | -1,7       | 10,5             | 0,2            | 4,4          | 11,4           |
| 3                        | -1,7       | 11,3             | 0,2            | 3,1          | 11,7           |
| 4                        | 1,3        | 12,8             | 0,3            | 2,2          | 13,0           |

Из табл. 3 видно, что во всех экспериментах основной вклад в неопределенность валидации  $u_{val,n,\%}$  вносит неопределенность  $u_{input,n,\%}$ , в то время как вклад неопределенности  $u_{num,n,\%}$  незначителен. Далее по формуле (2) определяется полная неопределенность валидации  $u_{val,\%}^{tot}$ , основной вклад в которую вносит неопределенность  $\bar{u}_{val,\%}$ , а погрешность расчета  $\delta_{model}$  оценивается интервалом [-14%; +10%].

Так как из серий экспериментов BALI и RASPLAV-A-SALT для валидации выбраны отдельные единичные эксперименты, для оценки погрешности  $\delta_{model}$  достаточно формулы (1). Результаты расчета максимального подогрева жидкости  $\Delta T_{max}$  и максимальной плотности потока тепла на боковой границе  $q_{dn,max}$ , а также интервал для погрешности  $\delta_{model}$  приведены в табл. 4.

**Таблица 4. Результаты расчетов экспериментов**

|  | BAFOND №№1-4 |              |              |              | BALI №1-7   | RASPLAV-A-SALT №29 |
|--|--------------|--------------|--------------|--------------|-------------|--------------------|
|  | №1           | №2           | №3           | №4           |             |                    |
| $\Delta T_{max}^{exp}$ , К               | 15,2         | 18,5         | 26,5         | 37,7         | 37,1        | 108,1              |
| $\Delta T_{max}^{calc}$ , К              | 14,6         | 18,2         | 26,1         | 38,2         | 39,9        | 113,8              |
| $\delta_{model}$                         | [-15%; +6%]  | [-13%; +10%] | [-13%; +10%] | [-12%; +14%] | [-5%; +20%] | [-5%; +15%]        |
| $q_{dn,max}^{exp}$ , кВт/м <sup>2</sup>  | -            | -            | -            | -            | 28,0        | 92,6               |
| $q_{dn,max}^{calc}$ , кВт/м <sup>2</sup> | -            | -            | -            | -            | 29,6        | 74,5               |
| $\delta_{model}$                         | -            | -            | -            | -            | [-6%; +17%] | [-22%; +17%]       |

Для сравнения традиционного подхода к валидации и подхода, основанного на стандарте ASME V&V20 с учетом его адаптации, для референтных расчетов экспериментов BAFOND был построен аналогичный интервал – [-4%; +1%]. Заметим, что интервал для погрешности  $\delta_{model}$  оказался более широким, что обусловлено значительным вкладом в ширину диапазона ( $\pm u$ ) неопределенности  $\bar{u}_{val,\%}$ , которая не учитывается в традиционном подходе.

## 6. Заключение

В работе рассмотрено практическое применение подхода, основанного на стандарте ASME V&V20, для оценки погрешности расчета по коду СОКРАТ/В3 основных характеристик теплоотдачи ТВЖ в замкнутом объеме на данных экспериментов BAFOND, BALI, RASPLAV-A-SALT. Проведено сравнение рассмотренного и традиционного подходов (на примере экспериментов BAFOND). Показано, что использование традиционного подхода для оценки погрешности расчета основных характеристик теплоотдачи ТВЖ в замкнутом объеме, обусловленной модельными представлениями, будет приводить к сужению оцениваемого интервала, прежде всего за счет пренебрежения неопределенностью, обусловленной неполнотой знаний о входных данных для расчета.

## Литература

1. Богдан С.Н., Ковалевич О.М., Козлова Н.А., Шевченко С.А., Яшников Д.А. Об оценке погрешностей расчетов, выполняемых при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии, Ядерная и радиационная безопасность, №2 (84)-2017.
2. Долганов К.С., Киселев А.Е., Рыжов Н.И., Томащик Д.Ю., Филиппов М.Ф., Чалый Р.В., Юдина Т.А., Шевченко С.А., Яшников Д.А., Козлова Н.А. Оценка возможности кода СОКРАТ моделировать процессы растворения диоксида уранового топлива жидким цирконием, Атомная энергия, 2018 г., т. 125, вып. 2, с. 79-86.
3. V&V20-2009. Standard for Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer. – American Society of Mechanical Engineers, 2009.
4. B.R. Sehgal et al. Final report for the “Melt-Vessel Interactions” Project, April 15, 1999.
5. Филиппов А.С. Диссертация «Разработка, верификация, применение программных средств расчетного анализа поздней стадии тяжелой аварии на АЭС с ВВЭР», 2013.

# Валидация математических моделей экстракционного и кристаллизационного аффинажа

Евсюкова Ю.А.<sup>1</sup>, Бойцова Т.А.<sup>1</sup>, Шмидт О.В.<sup>1</sup>, Волк В.И.<sup>1</sup>, Кашеев В.А.<sup>1</sup>, Житков А.С.<sup>2</sup>

<sup>1</sup> АО «ВНИИНМ им. акад. А.А. Бочвара», г. Москва

<sup>2</sup> АО «Сибирский химический комбинат», г. Северск

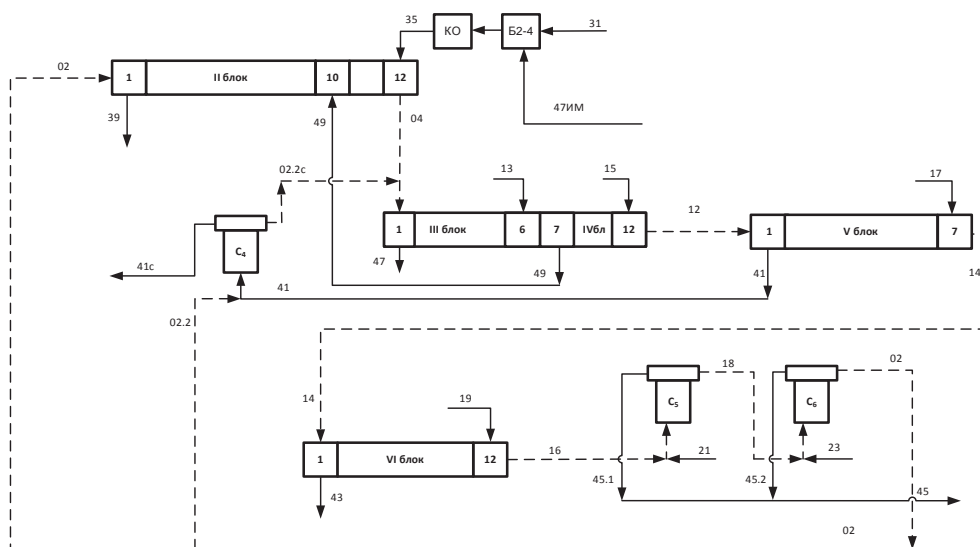
Эл. Почта: \_smile\_.91@mail.ru

## 1. Введение

В рамках проекта «Коды нового поколения» проектного направления «ПРОРЫВ» разрабатываются модели и коды вне реакторных технологий ЗЯТЦ для расчетного сопровождения проектирования и обоснования безопасности радиохимических производств. С 2017 года начаты работы по экспериментальной проверке разработанных математических моделей по экстракционному и кристаллизационному аффинажу смеси U-Pu-Np.

## 2. Валидация модели экстракционного аффинажа смеси U-Pu-Np

Модель экстракционного процесса, рассчитывающая концентрации компонентов в растворах ( $\text{HNO}_3$ , U(VI), Pu(III-VI), Np(IV-VI), Tc(VII), Zr,  $\text{HNO}_2$ , карбогидразид, диэтилтриаминпентауксусная кислота) на экстракционных ступенях в установившемся (стационарном) режиме, была разработана в АО «ВНИИНМ» [1,2]. Валидацию математической модели процесса экстракционного аффинажа смеси U-Pu-Np проводили в соответствии со схемой процесса представленной на рис. 1. Перед проведением экспериментов предварительно был проведен расчет всей экстракционной схемы.



КО-колонка окисления; C4,5,6 – сепараторы; B2-4- емкость приема растворов

Рис. 1. Технологическая схема экстракционного аффинажа для валидации математической модели

Основными критериями при проведении математических расчетов были:

- остаточная концентрация U и Pu в рафинате (пр. 39) не более  $1 \text{ мг/дм}^3$ ;
- концентрация актинидов в экстрагенте, направляемом на операцию сепарационной регенерации (пр. 16), должна составлять не более  $1 \text{ мг/дм}^3$ .

При проведении расчетов учитывались расходы потоков и их составов, коэффициент полезного действия (КПД) ступени равный 90,0 %, начальная концентрация трибутилфосфата (ТБФ) – 30,0 об. %, а также концентрация дибутилфосфорной кислоты (30,0 мг/л) в составе ТБФ. Результаты математического расчета по модели для рафината второго экстракционного блока (пр. 39) представлены в таблице 1.



**Таблица 1. Результаты математического расчета по модели для рафината второго экстракционного блока (пр. 39)**

| Параметр                    | Предварительный расчет |
|-----------------------------|------------------------|
| Температура, °C             | 25                     |
| Концентрация ТБФ, %         | 30                     |
| Расход потока питания, мл/ч | 520                    |
| [HNO <sub>3</sub> ], моль/л | 2.250                  |
| [U], г/л                    | 0.000                  |
| [Pu], г/л                   | 0.001                  |
| [Np], г/л                   | 0.144                  |
| [Tc], г/л                   | 0.180                  |
| [Zr], г/л                   | 0.218                  |

По результатам экспериментальной проверки математической модели был проведен сравнительный анализ расчетных и экспериментальных данных, который показал низкую сходимость результатов, за исключением технеция, для которого сходимость варьировалась от 83% до 95%.

Для объяснения расхождения экспериментальных и расчетных данных был разработан алгоритм определения реальных начальных условий проведения эксперимента (температура, концентрация ТБФ, КПД ступени каскада, концентрация HNO<sub>3</sub> в потоке питания). Разработанный алгоритм позволил провести расчет с комбинациями описанных выше параметров в широком диапазоне для каждого параметра. В общей сложности на основе алгоритма провели 4320 расчетов, учитывающих различные комбинации рассматриваемых входных параметров. Фрагмент сводной таблицы, формирующийся в автоматическом режиме, приведен на рис. 2.

| Фрагмент итоговой таблицы результатов расчетов |                               |                                |                                      |                            |                             |        |                                |          |           |           |           |           |
|--|-------------------------------|--------------------------------|--------------------------------------|----------------------------|-----------------------------|--------|--------------------------------|----------|-----------|-----------|-----------|-----------|
|  | A                             | B                              | C                                    | D                          | E                           | F      | G                              | H        | I         | J         | K         | L         |
| 1  | КОМБИНАЦИИ ВХОДНЫХ ПАРАМЕТРОВ |                                |                                      |                            |                             |        | РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ            |          |           |           |           |           |
| 2  | N<br>расчета                  | [HNO <sub>3</sub> ],<br>моль/л | Расход<br>потока<br>питания,<br>мл/ч | Концент<br>рация<br>ТБФ, % | Темпера<br>тура,<br>град. С | КПД, % | [HNO <sub>3</sub> ],<br>моль/л | [U], г/л | [Pu], г/л | [Np], г/л | [Tc], г/л | [Zr], г/л |
| 3  | 1                             | 2.0                            | 468.0                                | 25.0                       | 25.0                        | 70.0   | 2.079                          | 4.30E-03 | 5.128E-01 | 1.446E-01 | 1.227E-01 | 2.114E-01 |
| 4  | 2                             | 2.0                            | 468.0                                | 25.0                       | 25.0                        | 80.0   | 2.082                          | 2.00E-04 | 7.588E-02 | 1.444E-01 | 1.170E-01 | 2.115E-01 |
| 5  | 3                             | 2.0                            | 468.0                                | 25.0                       | 25.0                        | 90.0   | 2.084                          | 0.00E+00 | 1.469E-02 | 1.440E-01 | 1.158E-01 | 2.115E-01 |
| 6  | 4                             | 2.0                            | 468.0                                | 25.0                       | 25.0                        | 100.0  | 2.084                          | 0.00E+00 | 9.176E-03 | 1.435E-01 | 1.156E-01 | 2.115E-01 |
| 7  | 5                             | 2.0                            | 468.0                                | 25.0                       | 27.0                        | 70.0   | 2.079                          | 5.30E-03 | 5.220E-01 | 1.445E-01 | 1.200E-01 | 2.114E-01 |
| 8  | 6                             | 2.0                            | 468.0                                | 25.0                       | 27.0                        | 80.0   | 2.084                          | 2.00E-04 | 8.020E-02 | 1.443E-01 | 1.142E-01 | 2.114E-01 |
| 9  | 7                             | 2.0                            | 468.0                                | 25.0                       | 27.0                        | 90.0   | 2.084                          | 0.00E+00 | 1.732E-02 | 1.439E-01 | 1.131E-01 | 2.114E-01 |
| 10   | 8                             | 2.0                            | 468.0                                | 25.0                       | 27.0                        | 100.0  | 2.084                          | 0.00E+00 | 1.117E-02 | 1.433E-01 | 1.130E-01 | 2.115E-01 |
| 11   | 9                             | 2.0                            | 468.0                                | 25.0                       | 29.0                        | 70.0   | 2.081                          | 6.70E-03 | 5.358E-01 | 1.445E-01 | 1.172E-01 | 2.113E-01 |

*Рис. 2. Фрагмент кода многоуровневого поиска совпадения параметров*

Для поиска соответствия начальных условий проведения экспериментов и полученных результатов был проведен анализ полученной матрицы. Для упрощения сравнения был разработан алгоритм многоуровневой фильтрации. Проведенные расчеты показали, что во время эксперимента были нарушены технологические режимы, а именно: низкий КПД ступени, повышенная температура процесса, увеличенная концентрация азотной кислоты (3,6 моль/л, 4 моль/л) и расход потока питания (572 мл/ч), а также меньшее содержание ТБФ (25-27 %) в составе экстракционной системы, чем требовалось по условиям эксперимента.

### 3. Валидация модели сокристаллизации нитрата уранила и плутонила

Математическая модель процесса сокристаллизации урана и плутония (Рис. 3) разработана в АО «ВНИИИМ» для линейного кристаллизатора непрерывного типа [3]. Модель кристаллизации гексагидратов нитратов уранила и плутонила (ГНУП) позволяет рассчитывать процесс для различных составов исходного плава и промывного раствора.

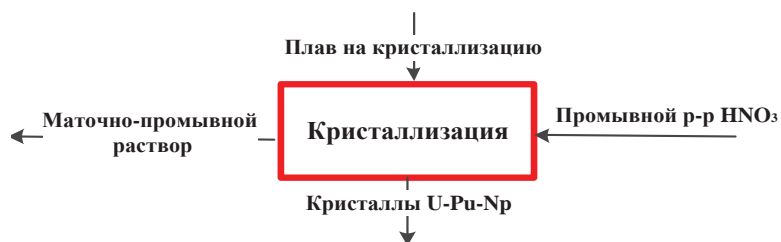


Рис. 3. Принципиальная схема узла кристаллизации

Результаты расчетных значений по модели содержания плутония, урана и азотной кислоты в маточно-промывном растворе, а также по соотношению Pu/U представлены в таблице 2.

**Таблица 2. Расчетные значения по модели содержания плутония, урана и азотной кислоты в маточно-промывном растворе, а также соотношение Pu/U**

| Содержание компонентов       | [Pu] расчетн., г/л | [U], расчетн., г/л | HNO <sub>3</sub> , расчетн., г/л | U+Pu+Np расчетн., г/л | Pu/U, расчетн., г/л |
|------------------------------|--------------------|--------------------|----------------------------------|-----------------------|---------------------|
| В исходном плаве             | 217,2              | 426,7              | 11,1                             | 645,0                 | 0,51                |
| В маточно-промывном растворе | 49                 | 87,25              | 478,2                            | 136,25                | 0,56                |

В ходе экспериментальной проверки математической модели наблюдали достаточно сильный разброс данных. Для сравнительного анализа расчетных и экспериментальных данных использовали средние значения экспериментальных результатов. Погрешность расчетов по математической модели содержания урана, плутония, суммы металлов составила не более 5,5 %, а для азотной кислоты – не более 10 %.

#### 4. Заключение

- Разработанная математическая модель экстракционного аффинажа адекватно описывает процесс и обладает широкими возможностями варьирования исходных параметров, что позволяет, как планировать эксперимент, так и проводить систематический анализ влияния входных параметров процесса на полученные результаты.
- Постобработка экспериментальных данных позволила выявить параметры процесса, которые были нарушены при проведении экстракционного эксперимента (технологические сбои). Анализ оценки влияния этих параметров на процесс позволили выбрать 5 наиболее важных из десятка возможных, контроль которых, по возможности, необходимо осуществлять на протяжении всего эксперимента.
- Необходима корректировка модели экстракции по расчету распределения плутония и нептуния, а также уточнения распределения технеция с учетом изменения валентных состояний.
- Необходима корректировка модели экстракции по кинетическим закономерностям, полученным в результате НИОКР в течение 2016-2018 годов, с учетом уравнений кинетики окислительно-восстановительных реакций для Np, Tc и Pu.
- Валидация модели сокристаллизации ГНУП показала удовлетворительную сходимость результатов по усредненным экспериментальным значениям.
- Необходима доработка модели кристаллизации аффинажа в части учета валентных форм плутония, как в маточно-промывном растворе, так и в кристаллизате.
- Необходимо получить экспериментальные данные процессов сокристаллизации нитратов уранила, плутонила, а также нептунила.
- Необходимо провести доработку модели сокристаллизации ГНУП с учетом очистки от примесных компонентов кристаллического продукта.

## Литература

1. Испытания на экстракционном стенде ВНИИНМ технологической схемы переработки ОЯТ на «тёплых» растворах. Отчет о НИР /М.: ФГУП ВНИИНМ; научн. рук.: Волк В.И., исполн.: Двоглазов К.Н., Арсенков Л.В., Зверев Д.В. и др. – М. 2009 – 56с. – Инв. 11385.
2. Разработка аппаратурно-технологической схемы нового дизайна, включая оптимизированную реагентную базу, для стендовой установки. Отчёт о НИР, научн. рук. В.И. Волк, исполн.: К.Н. Двоглазов Д.В. Зверев, В.Н. Рубисов и др. – М., ОАО «ВНИИНМ», 2012, - Инв.№ 11908. – 60 с.
3. Веселов С. Н., Волк В. И, Кашеев В. А., Подымова Т. В., Посеницкий Е. А. (2017) Математическое моделирование процесса кристаллизации в линейном кристаллизаторе непрерывного типа. ИНЖЕНЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ ТОМ 90, № 1. 148

# Моделирование распухания нитридного топлива с учетом поведения примесей кислорода и углерода

*Задорожный А.В., аспирант 2 года ИБРАЭРАН*

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

## 1. Введение

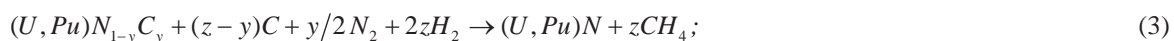
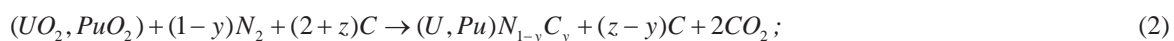
Согласно федеральной целевой программе «Ядерные технологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» в нашей стране провозглашен курс на создание замкнутого ядерного топливного цикла (ЯТЦ) с использованием реакторов на быстрых нейтронах. Один из вариантов замыкания ЯТЦ предполагает использование смешанного нитридного уран-плутониевого (СНУП) ядерного топлива, которое в настоящее время является перспективным топливом для быстрых реакторов. СНУП топливо обладает рядом преимуществ: большая плотность делящихся элементов (U, Pu); высокая теплопроводность; хорошая совместимость топлива с теплоносителем [1].

Для описания поведения ядерного топлива под облучением в ИБРАЭРАН разработан компьютерный код MFPR [2], основу которого составляет комплекс моделей описывающих генерацию и перенос ПД, эволюцию микроструктуры и фазового состава топлива, в частности, термохимические процессы, сопровождающие взаимодействие компонентов топлива. Также MFPR является топливным модулем усовершенствованной версии твэльного кода БЕРКУТ-У.

В данной работе приведены результаты расчетов и показан вклад различных фаз в твердотельное распухание (U, Pu)N топлива в процессе облучения, а также проведена верификация топливного модуля MFPR твэльного кода БЕРКУТ-У в части численных моделей, используемых для расчёта распухания нитридного топлива, на данных послереакторных исследований (ПРИ) твэлов с нитридным топливом после облучения в реакторе БН-600 в составе комбинированных экспериментальных ТВС (КЭТВС).

## 2. Модель диффузии примесного кислорода и углерода и формирование оксидных и карбидных фаз

В настоящее время основным методом промышленного получения смешанных моноксидов урана и плутония является реакция карботермического синтеза, состоящая в восстановлении диоксида урана и плутония углеродом в атмосфере азота при температурах 1750–2100 К [1], которую можно представить тремя основными уравнениями:



Таким образом, при изготовлении нитридного топлива неизбежным является наличие в нём примесей кислорода и углерода, обычно, на уровне ~0,1–0,2 % по массе. Наличие примесей О и С существенно сказывается на эксплуатационных свойствах СНУП топлива, влияя как на его распухание в процессе облучения, так и поведение продуктов деления (ПД), их распределение по связанным состояниям и, в конечном счёте, на выход из топлива.

В зависимости от температуры и концентрации кислород может быть растворён в кристаллической матрице или выделяться в виде отдельной оксидной фазы [3]. Растворимость кислорода в UN мала и составляет ~3 ат.% при T = 1200 К. Карбиды урана и плутония растворимы в моноксиде и образуют твёрдый раствор типа (U, Pu)N<sub>1-x</sub>C<sub>x</sub> как минимум до концентраций ~10 ат.% [4].

В MFPR модель СНУП топлива с примесями кислорода и углерода формулируется следующим образом:

- считается, что в исходном составе топлива, помимо (U, Pu)N, присутствует некоторое заданное количество (U, Pu)O<sub>2</sub> и (U, Pu)C в твёрдом растворе с монокристаллом;
- в процессе облучения и радиоактивных распадов «высвободившиеся» кислород и углерод, а также образовавшиеся ПД диффундируют к границам топливных зёрен;
- на границе зерна кислород участвует в формировании двух оксидных фаз: твёрдого раствора продуктов деления Ba, Sr, Zr, La, Ce, Ce и Nd в (U, Pu)O<sub>2</sub> и оксидной фазы тройных соединений типа (Cs<sub>2</sub>, Ba, Sr)(U, Mo, Zr)O<sub>4</sub>; углерод образует фазу твёрдого раствора из карбидов U и Pu с примесями Zr, Ce, Ba и Mo; кроме того, происходит испарение ПД и соединений O и C в зернограничные газовые пузыри с последующим выходом газов из топлива. Наличие оксидных и карбидных фаз дает вклад в твердотельное распухание топлива, рис. 1;

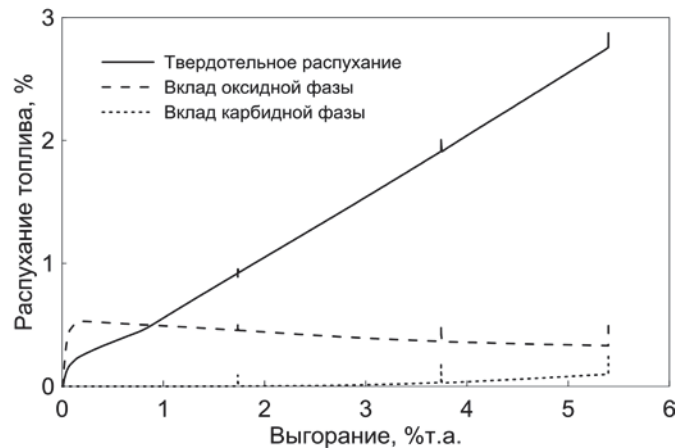


Рис. 1. Вклад оксидной и карбидной фаз в твердотельное распухание нитридного топлива

- граничные условия для задачи диффузии определяются условиями локального термодимического равновесия на границе фаз «твёрдый раствор (U, Pu)N – преципитаты – газовая фаза»;
- поскольку плотность дополнительных твёрдых фаз — преципитатов — ниже плотности (U, Pu)N, их формирование определяет твердотельную часть распухания топлива. На рис.2 представлены типы распухания топлива в зависимости от выгорания.

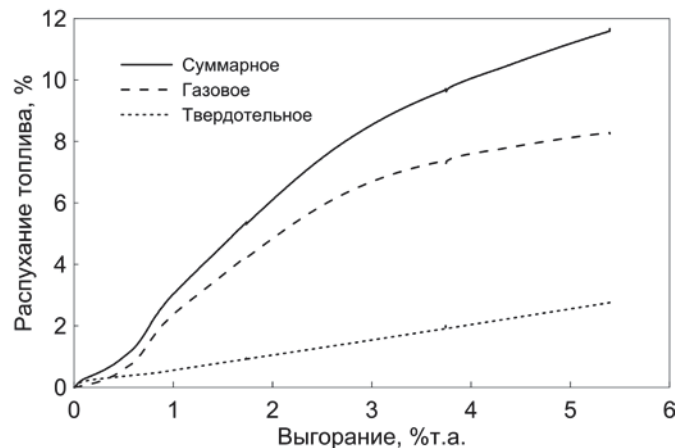


Рис. 2. Распухание нитридного топлива

### 3. Моделирование экспериментов по облучению твэлов с нитридным топливом в составе ЭТВС в реакторе БН-600

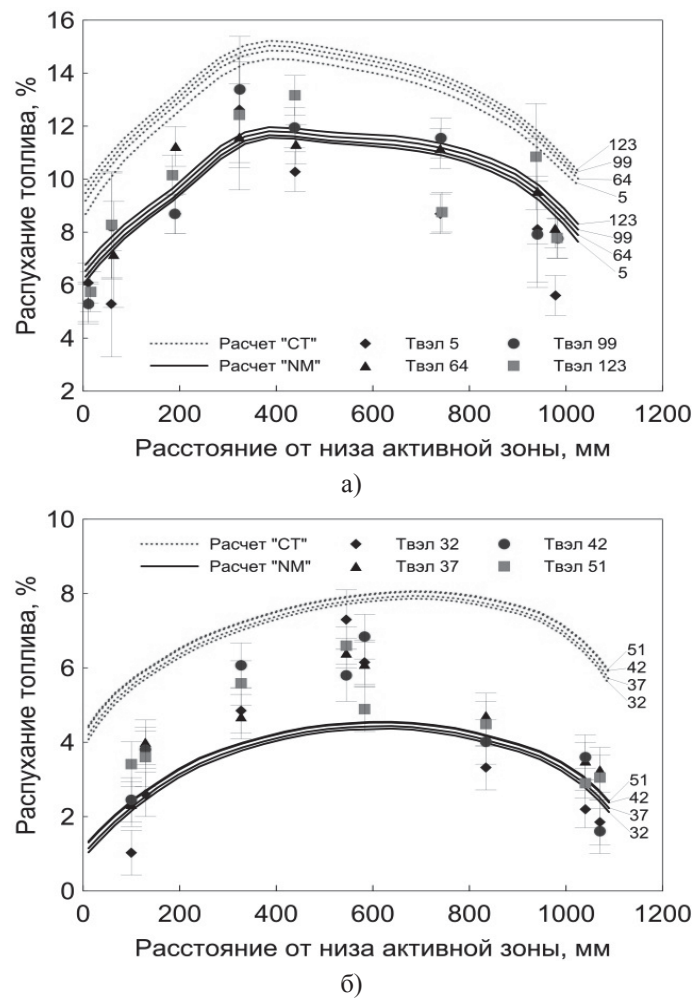
В данной работе рассматриваются два типа ЭТВС: комбинированная сборка №1 содержащая твэлы типа БН-600 и сборка №5 — твэлы типа БРЕСТ-ОД-300. Конструкции, геометрические параметры твэлов и условия облучения приведены в статьях [5, 6]. Отличительной особенностью твэлов представленных ЭТВС являются их геометрические параметры и соответствующие размеры топливных таблеток. Параметры твэлов используемые для расчетов приведены в таблице 1.

**Таблица 1. Параметры твэлов ЭТВС с нитридным топливом**

| Параметр                                      | КЭТВС-1                                     | ЭТВС-5                                      |
|---|---|---|
| Диаметр оболочки, мм<br>– наружный/внутренний | 6,9 <sup>±0,03</sup> / 6,1 <sup>±0,03</sup> | 9,7 <sup>±0,03</sup> / 8,7 <sup>±0,03</sup> |
| Диаметр таблетки, мм<br>– наружный/внутренний | 5,8 <sup>-0,1</sup> / –                     | 8,4 <sup>-0,1</sup> / –                     |
| Материал оболочки                             | ЧС68-ИД хд                                  | ЭП823-Ш                                     |
| Топливо                                       | (U, Pu)N                                    | (U, Pu)N                                    |

Поскольку существует разброс в исходных данных о геометрических размерах топливных таблеток и оболочки, для каждого твэла были проведены два варианта расчётов: вариант «СТ» с минимальным начальным диаметром таблетки, который соответствует максимальным температурам топлива, и вариант «NM» — номинальный размер таблетки соответствует более низким температурам.

Результаты расчётов радиальных профилей распухания в средних частях твэлов №5, 64, 99, 123 КЭТВС-1 и №32, 37, 42, 51 ЭТВС-5 показаны на рис.3.



*Рис. 3. Экспериментальное и расчётное распухание нитридного топлива по высоте топливного столба в твэлах КЭТВС-1 (а) и ЭТВС-5 (б)*

Можно видеть, что расчеты достаточно неплохо воспроизводят результаты ПРИ: для обеих сборок экспериментальные точки лежат, в основном, между кривыми, отвечающими расчетным вариантам «NM» и «СТ». В верхней части топливного столба код даёт завышенную оценку распухания, особенно, для ЭТВС-5, что может быть связано с некоторым завышением температуры теплоносителя в модельных расчётах.

Стоит отметить, что для рассматриваемых твэлов ЭТВС расчётный вклад твердотельного распухания, в основном связанный с формированием фазы полуторного нитрида  $U_2N_3$  и вторичных оксидных фаз, в полное распухание составляет приблизительно 2–3%. Основной вклад в распухание даёт газовый компонент; отношение газового и твердотельного вкладов в распухание составляет ~4:1 для КЭТВС-1 и 3:1 для ЭТВС-5.

#### 4. Заключение

Расчетным кодом БЕРКУТ-У с включенным топливным модулем MFPR проведено моделирование экспериментов по облучению твэлов с нитридным топливом. Показано, что основной вклад в полное распухание топлива даёт газовое распухание, в отличие от твердотельного распухания, которое формируется, в том числе оксидными и карбидными фазами.

Проведена верификация моделей расчёта твэлов с нитридным топливом, используемых в коде БЕРКУТ-У, на результатах послереакторных исследований ЭТВС. Получено качественное согласие расчетных и экспериментальных данных по распуханию топлива после облучения твэлов в БН-600.

#### Литература

1. Алексеев С.В., Зайцев В.А. Нитридное топливо для ядерной энергетики. Москва: Техносфера, 2013. – 240 с.
2. M.S. Veshchunov, R. Dubourg, V.D. Ozrin, V.E. Shestak and V.I. Tarasov, Mechanistic modelling of uranium fuel evolution and fission product migration during irradiation and heating. J. Nucl. Mater., 2007, v. 362, p. 327-335.
3. Любимов Д.Ю., Дерябин И.А., Булатов Г.С., Гедговд К.Н. Термодинамическое моделирование фазового состава смешанного уран–плутониевого моонитрида с примесью кислорода при облучении быстрыми нейтронами выгораний в 140 ГВт д/т и температуре 900–1400 К. — Атомная энергия, 2015, т. 118, вып. 1, с. 24–29.
4. R. Agarwal, V. Venugopal, Chemical states of fission products in irradiated  $(U_{0.3}Pu_{0.7})C_{1+x}$  fuel at high burn-ups, Journal of Nuclear Materials, 2006, v. 359, p. 122-131.
5. Звир Е.А., Крюков Ф.Н., Гринь П.И. и др. Результаты исследования твэлов комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки-1 после опытной эксплуатации в реакторе БН-600 // Сборник трудов АО ГНЦ НИИАР. 2017. № 3. С. 76–84.
6. Грачёв А.Ф., Жеребцов А.А., Забудько Л.М. и др. Результаты исследования твэлов реактора БРЕСТ со смешанным уран-плутониевым топливом, облучённым в БОР-60 и БН-600, Атомная энергия, 2018, т. 125, вып. 5, с. 278–284.

# Учет неопределенностей в задаче поиска источника загрязнения

*Идрисов Н.Р., Трофимова Ю.В.*

*Научные руководители: Свительман В.С., к.ф.-м.н., научный сотрудник ИБРАЭ РАН  
Расторгуев А.В., к.т.н., старший научный сотрудник ИБРАЭ РАН*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (985) 293-52-38, эл. почта: nail.idrisov@phystech.edu

## 1. Введение

Идентификации источника загрязнения подземных вод – одна из распространенных практических задач инженерной экологии, важная как для возложения ответственности, так и дальнейшего контроля загрязнения и последующей реабилитации территорий.

На основании данных мониторинга необходимо установить характеристики загрязнения: это может быть не только пространственное расположение, но и скорость поступления загрязняющих веществ в подземные воды, временные рамки выброса, концентрация загрязняющего вещества в источнике и т.д.

Для решения такого рода задач применяется следующий подход: вместо обратной задачи характеристики источника многократно решается прямая геофильтрационно-геомиграционная задача, входные параметры для которой итеративно генерируются таким образом, чтобы в итоге результат моделирования наилучшим образом совпал с наблюдаемыми значениями. В частности, на искусственной модельной задаче, в которой положение источника загрязнения было заранее известно, была показана эффективность для этой цели эвристических оптимизационных методов [1, 2], хотя даже в этом случае не исключалась неопределенность, связанная с нахождением субоптимальных решений.

Реальная практическая задача осложняется помимо этого еще несколькими связанными с неопределенностями факторами: во-первых, из-за неоднородности геологической среды практически любая ее параметризация является упрощением, во-вторых, данные доступны для ограниченного количества наблюдательных скважин.

В данной работе эти соображения демонстрируются на примере выявления источника хлорорганических соединений при определении качества подземных вод подольско-мячковского водоносного горизонта в Подольском районе Московской области [3].

## 2. Геофильтрационно-геомиграционная модель и постановка оптимизационной задачи

В работе используется геофильтрационно-геомиграционная модель-врезка в региональную модель. В ней выделено четыре слоя: первый – четвертичные водоносные горизонты и надбюрский водоносный комплекс; второй – подольско-мячковский водоносный горизонт; третий – каширский водоносный комплекс; четвертый – окско-протвинский водоносный комплекс. Водоупорные отложения учитываются в межслойных параметрах перетекания, с помощью которых связаны модельные слои. В модели также реализована работа водозабора, основная часть скважин которого вскрывает подольско-мячковский водоносный горизонт, в котором и обнаружено загрязняющее вещество.

Геофильтрационное и геомиграционное моделирование осуществляется средствами кодов MODFLOW [4] и MT3DMS [5]: в процессе построения модели для взаимодействия с ними был использован графический интерфейс программного комплекса Processing Modflow [6], а в ходе оптимизации параметров соответствующий расчетный код запускается средствами языка Python.

На Рис. 1 показана схема модельной области. Плановая дискретизация расчетной области принимается равномерной, общее количество ячеек  $89 \times 122$ . В пределах исследуемой области было расположено 34 наблюдательных скважины.

Для каждой скважины  $n$  известны значения концентрации  $\mathbf{conc}_n\text{true}(t)$  в момент времени  $t$ . Расчет прямой задачи давал значения временных рядов концентраций, по которым вычислялось значение целевой функции – суммы квадратов отклонений модельных  $\mathbf{conc}_n\text{mod}(t)$  концентраций в точках мониторинга от экспериментальных  $\mathbf{conc}_n\text{true}(t)$ .



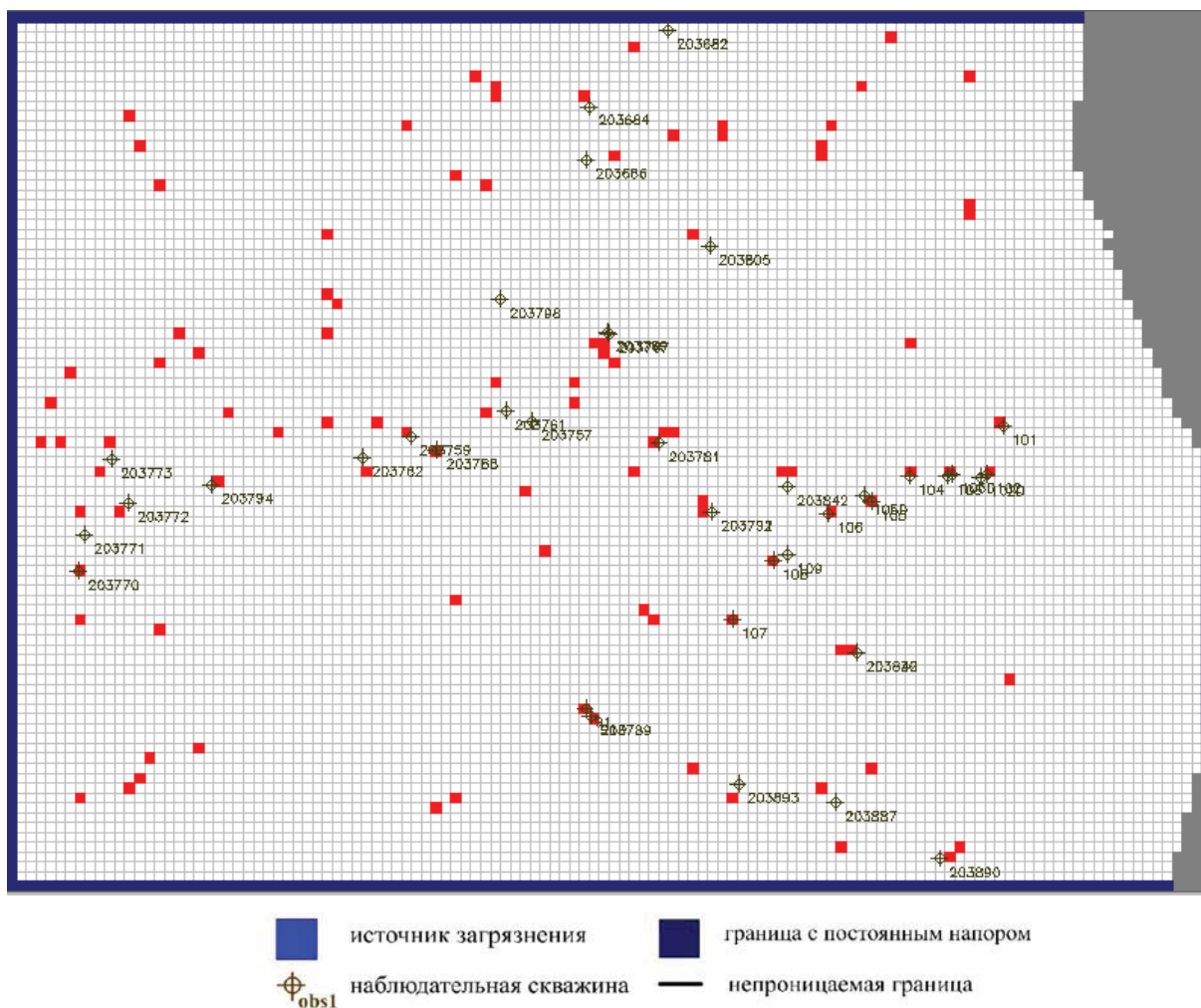


Рис. 1 Схема модельной области

В данной работе оптимизационная задача рассматривалась в нескольких формулировках: источник в виде двух предполагаемых зон в модельной области с неизвестными потоками загрязнителя, а также один или два неизвестных точечных источника. Наилучшее совпадение с данными наблюдений было получено в последнем варианте, когда для двух источников варьировались их положения и потоки загрязняющего вещества:  $(\text{source\_rate}^1, \mathbf{X}_{\text{mod}}^1, \mathbf{Y}_{\text{mod}}^1)$ ,  $(\text{source\_rate}^2, \mathbf{X}_{\text{mod}}^2, \mathbf{Y}_{\text{mod}}^2)$ .

### 3. Метод оптимизации

Процесс оптимизации представляет собой варьирование по определенному алгоритму параметров из заданных диапазонов с целью минимизации целевой функции, задающей близость модельных и экспериментальных значений. В качестве такого алгоритма по результатам сравнения поведения эвристических методов на тестовой задаче [1, 2] была выбрана модификация метода роя частиц (Particle Swarm Optimization, PSO) с инерцией. Методы PSO имитируют социальное поведение птиц в процессе поиска пищи [7] – для поиска минимума функции популяция частиц (возможных решений) перемещается в параметрическом пространстве согласно следующей формуле.

$$v^{k+1} = v^k + c_1 r_1 (P_{best}^k - x^k) + c_2 r_2 (G_{best}^k - x^k),$$
 где  $P_{best}^k$  - лучшее положение данной частицы,  $G_{best}^k$  - лучшее положение для популяции. Второе слагаемое в формуле отвечает за притяжение к лучшему положению данной частицы, третье слагаемое – к лучшему положению среди всей популяции.

В использованной модификации (Inertia-weighted PSO) [8] в этой формуле дополнительно появляется инерция:

$$v^{k+1} = w v^k + c_1 r_1 (P_{best}^k - x^k) + c_2 r_2 (G_{best}^k - x^k),$$
 где  $w$  - отвечает за инерцию.

## 4. Результаты

Так как в силу имеющихся в модели и данных неопределенностей поставленная задача может решаться не единственным образом, а эвристические методы в силу своей стохастической природы могут давать при каждом запуске отличающийся от предыдущего результат, процесс оптимизации запускался многократно.

В таблице 1 приведены несколько наилучших полученных результатов оптимизации. Также они изображены на Рис. 2: цветом показаны значения целевой функции для каждой пары источников, размер кружка – значения source\_rate для соответствующего источника. Две темно-фиолетовые точки – положение двух предполагаемых источников, для которого целевая функция минимальна.

**Таблица 1. Результаты оптимизации**

| N  | source_rate <sup>1</sup> | (X <sub>mod</sub> <sup>1</sup> , Y <sub>mod</sub> <sup>1</sup> ) | (X <sub>mod</sub> <sup>2</sup> , Y <sub>mod</sub> <sup>2</sup> ) | source_rate <sup>2</sup> | Целевая функция |
|----|--------------------------|--|--|--------------------------|-----------------|
| 1  | 96.0266                  | (52, 94)   | (55,99)  | 63.7863                  | 0.384912        |
| 2  | 100                      | (52, 93)   | (40, 69)   | 189.825                  | 0.470065        |
| 3  | 48.0561                  | (57, 89)   | (45, 91)   | 57.6373                  | 0.471855        |
| 4  | 97,41296                 | (51, 93)   | (59, 67)   | 346,2894                 | 0,472593        |
| 5  | 92,30625                 | (53, 94)   | (51, 66)   | 259,959                  | 0,48161         |
| 6  | 95.6468                  | (48, 89)   | (36, 25)   | 363.629                  | 0.492542        |
| 7  | 92,1286                  | (61, 95)   | (40, 80)   | 485,6392                 | 0,494858        |
| 8  | 324.882                  | (23, 41)   | (41, 95)   | 99.9319                  | 0.501116        |
| 9  | 168.798                  | (72, 60)   | (44, 90)   | 99.2087                  | 0.50229         |
| 10 | 102.85                   | (24, 51)   | (41, 96)   | 85.2728                  | 0.507767        |

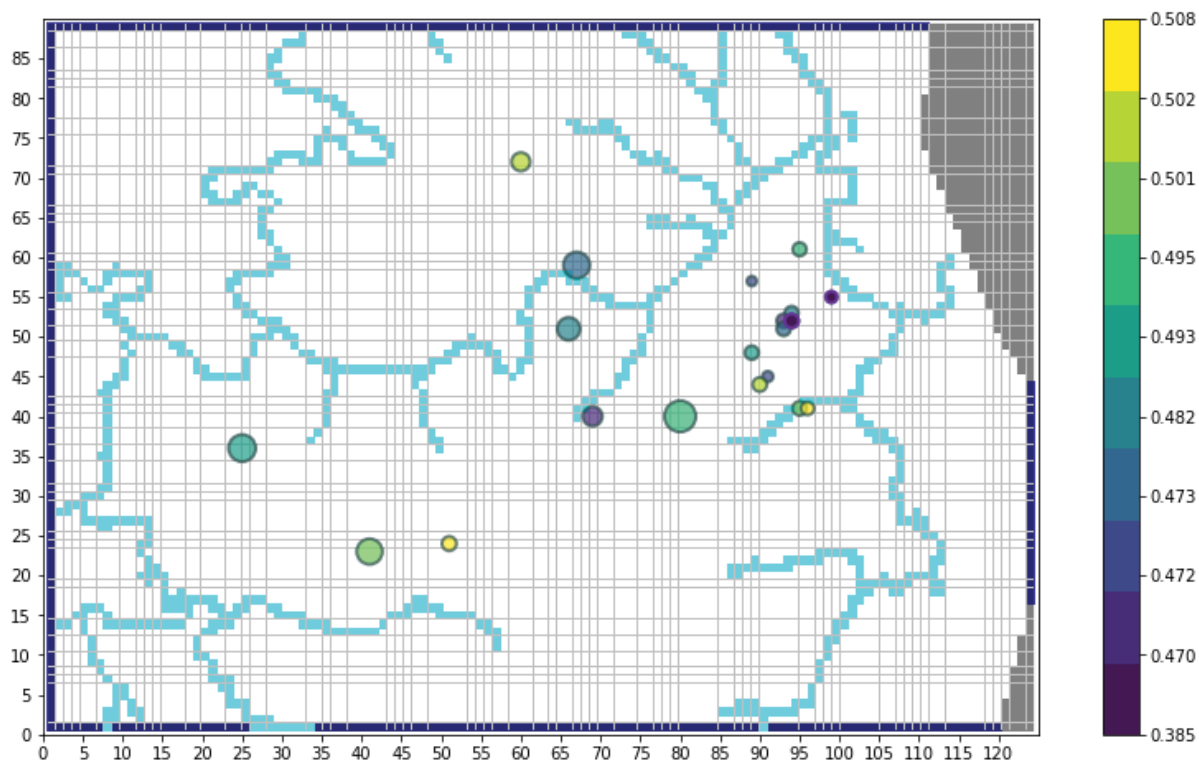


Рис. 2 Результаты оптимизации: цвет – значения целевой функции, размер – значения source\_rate для соответствующего источника

## 5. Заключение

В данной работе на реальных данных мониторинга хлорорганических соединений в подземных водах проиллюстрированы неопределенности, возникающие в задаче поиска источника загрязнения. На текущий момент была рассмотрена довольно простая постановка задачи, и в дальнейшем ее параметризация может быть усложнена – имеет смысл рассмотреть такие варианты, как: заранее неизвестное количество источников; не точечные, а протяженные источники, изменяющийся во времени поток загрязняющего вещества и т.д. Тем не менее, даже упрощенный пример демонстрирует практически неустранимую неоднозначность результатов такого анализа, и как следствие – необходимость учета неопределенностей.

## Литература

1. Идрисов Н. Р., Свительман В. С. Применение эвристических оптимизационных алгоритмов к задаче поиска источника загрязнения // Труды 61-й Всероссийской научной конференции МФТИ. – М. МФТИ, 2018.
2. Идрисов Н.Р. Исследование поведения эвристических оптимизационных алгоритмов в задаче поиска источника загрязнения // Сборник трудов XIX научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН. – М. ИБРАЭ РАН, 2018.
3. Иванов В. А., Расторгуев А. В. Защита подземных водозаборов от хлорорганических загрязнений. // Водоснабжение и санитарная техника, № 11, с. 14-23.
4. Harbaugh A.W. MODFLOW-2005, The U.S. Geological Survey Modular Ground-Water Model – the Ground-Water Flow Process: U.S. Geological Survey Techniques and Methods 6-A16, 2005.
5. Zheng C. and Wang P.P. MT3DMS: A Modular Three-Dimensional Multi-Species Transport Model for Simulation of Advection, Dispersion and Chemical Reactions of Contaminants in Groundwater Systems. US Army Engineer Research and Development Center Contract Report SERDP-99-1, 1999.
6. Chiang W. H., Kinzelbach W. Processing Modflow //A simulation program for modelling groundwater flow and pollution. User manual. – 1998.
7. Kennedy, J.; Eberhart, R.. "Particle Swarm Optimization". Proceedings of IEEE International Conference on Neural Networks. pp. 1942-1948. – 1995.
8. Bansal, J. C. et al. Inertia weight strategies in particle swarm optimization. In 2011 Third world congress on nature and biologically inspired computing (pp. 633-640). IEEE. – 2011.

# Сравнительный анализ пяти расчетных схем учета метеорологического фактора и представления источника для задач обоснования безопасности в части оценки воздействия на население

*Ильичев Е.А., м.н.с. ИБРАЭРАН*

*Научный руководитель: к.т.н., науч.сотр., и.о. зав.от д. ИБРАЭ РАН Киселёв А.А.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

## 1. Введение

Проведение моделирования возможных радиологических последствий выброса активности в атмосферу при рассмотрении тяжелых аварий на АС представляет собой комплекс расчетов от оценки источника до прогнозируемых доз на население, в частности, для целей детерминистической поддержки ВАБ-2. Одной из стадий таких расчетов, является оценка возможных радиологических последствий на населения вследствие атмосферного переноса радиоактивных веществ, вышедших в атмосферу. Значительное влияние на конечный результат будут оказывать источник и метеорологические параметры [1]. В настоящее время, уровень знаний в области моделирования внутриреакторных процессов, формирующих параметры источника, позволяет с высокой степенью достоверности моделировать процессы выхода радиоактивных веществ в атмосферу с точностью порядка 1 часа. Характерные времена выбросов РВ в атмосферу могут достигать нескольких суток. Еще одним параметром, влияющим на конечный результат, является метеорологический фактор. При проведении расчетного анализа возможных радиологических последствий время начала выброса не известно, поэтому оценки строятся с использованием исторических данных метеорологических наблюдений. Текущая практика в мире предполагает проведение расчетов с использованием метеорологических рядов за один год [2], однако существуют и более жесткие требования относительно учета данных как минимум 3 года [3]. Следует отметить также практический переход от метеопроцессоров, основанных на гауссовых параметризациях к более современным моделям численного прогноза погоды, которые позволяют выстраивать метеорологические поля и на основе исторических метеорологических данных. В качестве таких инструментов для подготовки метеорологических полей с учетом специфики расположения АС могут выступать, например, Weather Research and Forecasting model [4] или CALMET [5]. С использованием таких метеорологических процессоров на базе данных анализа строятся метеорологические поля за несколько лет и по эти полям проводятся серии расчетов атмосферного переноса с дальнейшей статистической обработкой и получением доз с требуемым уровнем доверия. С практической точки зрения такие расчеты ресурсоемки, поэтому регулярные расчетные схемы предполагают упрощения, например, проводятся расчеты для 365 различных случайных времен начала выброса (один выброс в сутки в течение одного года). В настоящее время в ИБРАЭ РАН для решения подобных задач используются программные средства на базе модели распространения РВ НОСТРАДАМУС и модель WRF в качестве метеопроцессора. Расчеты учитывают самые современные международные требования, однако научно обоснованных методов упрощения таких расчетов на данный момент нет, поэтому расчеты проводятся с использованием КВУ. Поэтому в настоящее время рассматриваются возможности внесения в существующие расчетные схемы оптимизаций, позволяющих сократить требования к вычислительным мощностям.

С учетом вышесказанного, целью данной работы является сравнительный анализ пяти схем связанных с представлением источника выброса, метеорологических данных и их группировкой, на прогнозируемые дозы. Рассматривается подход МАГАТЭ, подход эквивалентный, используемому в SOARCA с выборками по погодным испытаниям и подход с применением трехмерных метеорологических полей построенный с учетом последних разработок [6,7,8].

## 2. Расчетные средства моделирования и используемые схемы расчетов

Как было ранее отмечено, для расчетов использовалась модифицированная версия ПС Нострадамус, адаптированная для запуска на кластерной вычислительной установке и расширенная для расчетов дозовых функционалов, с учетом российских [9] и зарубежных [10] требований. Моделировались последствия гипотетической аварии на АС, связанной с разрывом коллектора питательной воды и отказом активной части системы аварийного охлаждения активной зоны реактора. Динамика выхода активности показана на рисунке 1.

В качестве входных метеорологических полей использовались данные, полученные с помощью метеорологического процессора WRF с ядром ARW на основе данных многолетних наблюдений и данных повторного анализа GFS в качестве начальных граничных условий. С его помощью были рассчитаны метеорологические поля за 2015 – 2017 года с интервалом 1 час. Вторым источником метеорологических данных являются фактически измеренные данные, полученные с метеостанции за 2015-2017 гг, находящейся в 3 км от источника. В используемом источнике измерения скорости и направления ветра представлены со скважностью 12 часов [11].

Рассматриваемые расчетные схемы для моделирования последствий тяжелой аварии на АС:

- Схема 1: Реперный (реалистичный) расчет: детализированный (реперный) источник выброса, скважность источника 1 час. Метеорологические данные - трехмерные метеорологические ряды с интервалом 1 час;
- Схема 2: Источник – проинтегрированная по времени активность реперного источника. Динамика выброса перенормирована на 1 час. Метеорологические данные - полный метеорологический ряд;
- Схема 3: Источник – проинтегрированная по времени активность реперного источника. Динамика выброса перенормирована на 30 часов (длительность максимального выхода активности, рис. 1). В качестве входных метеорологических данных используется полный метеорологический ряд;
- Схема 4: Источник - детализированный. Метеорологические данные – одно значение (осредненная скорость и наиболее вероятное направление ветра, определенное по розе ветров);
- Схема 5: Источник - детализированный. Метеорологические данные - исторические метеоданные за 3 года наблюдения: 2015, 2016, 2017 гг. Интервал измерений 12 часов.

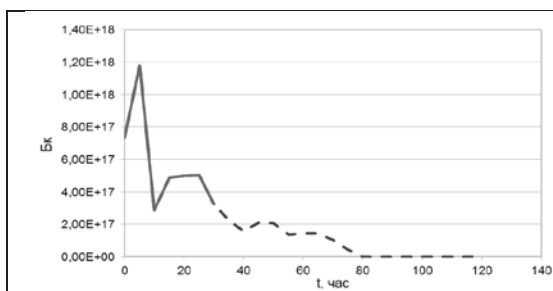


Рис 1. Динамика выхода РВ в атмосферу, пик выхода активности - сплошная линия (30 часов)

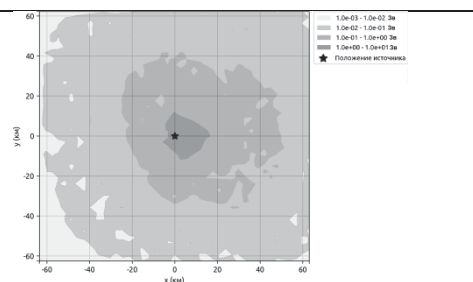


Рис 2. Расчетное распределение полной эффективной дозы за счет внешнего облучения и ингаляции за год с уровнем доверия 95 %

Следует отметить, что подход, аналогичный схеме 4, применяется при проведении расчетов в МАГАТЭ [12] для определения зон планирования защитных действий (основное отличие связано с использованием постулируемого источника выброса для анализа).

В качестве параметра для сравнения результатов расчетов была выбрана суммарная эффективная доза за год от поверхности, облака и ингаляции, с уровнем доверия 95%. Полученные распределения эффективной дозы для схемы 1 представлены на рисунке 2. В качестве параметров для проведения сравнительного анализа были выбраны: точки максимума целевых функций в зависимости от расстояния от источника, нормированная ошибка смещения, коэффициент корреляции Пирсона, построенные по радиусам в зависимости от расстояния от источника.

### 3. Результаты

Одним из способов анализа являлось сравнение значений в точках, соответствующих положению максимальных значений целевых функций в зависимости от расстояния от источника (точки максимума), эффективной дозы с результатами расчета реперного сценария. График значений эффективной дозы в точках максимума представлен на рисунке 3. Получено, что наибольшие значения в ближней зоне (до 18 км) достигаются при использовании схемы 2. Можно так же отметить, что при уменьшении интервала осреднения в схемах 1, 3, 2 соответственно, увеличиваются значения в точках максимума для доверительного интервала 95 %. Это связано с тем, что динамика детализированного выброса в схемах 2, 3 была перенормирована на 2 и 30 часов. Т.е. перераспределение прогнозируемых доз облучения за счет изменения направления ветра за время действия источника практически не учитывается. В дальней зоне (более 18 км) наиболее консервативной становится схема расчета 4, однако, которая не дает информации о пространственном распределении доз облучения. Так как схема 4 предполагает постоянные метеорологические условия, и соответственно не подразумевает многовариантные расчеты, далее она не рассматривается.

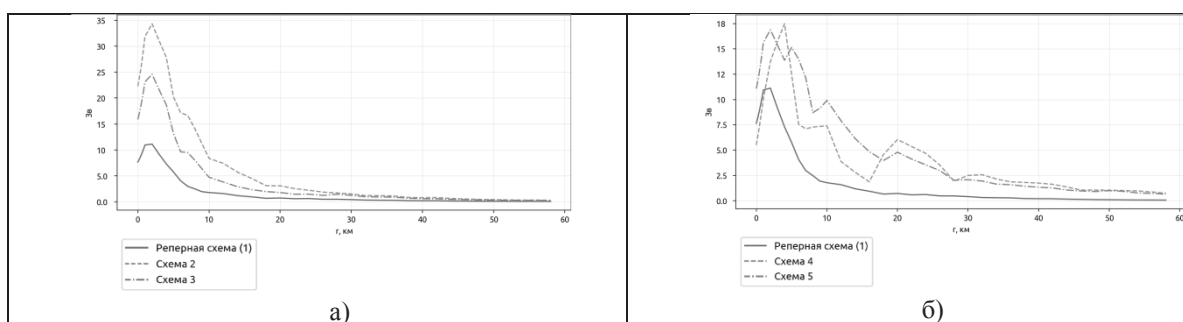


Рис 2. Значения эффективной дозы на оси следа для различных расчетных схем (а - схемы 1, 2,3; б – схемы 1,4,5)

На рисунке 3 представлены нормированные систематические ошибки (Fractional BIAS) различных схем относительно реперного сценария. Наибольшие отклонения от реперного сценария в ближней зоне показывает схема 2. Использование схемы 5 (подход аналогичный SOARCA) приводит к наименьшим отклонениям среди всех рассматриваемых подходов относительно реперного сценария. Средние ошибки равны 1, 0.9 и 0.8 для 2, 3 и 5 схем расчета соответственно, что означает превышение значений реалистичного расчета в среднем более чем в 2 раза (FB=0.67).

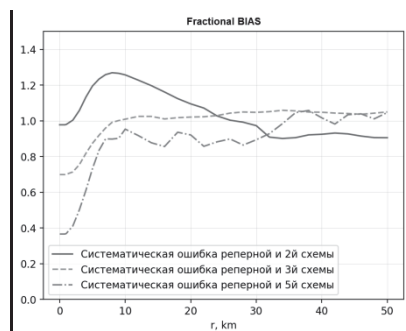


Рис 3. Нормированные систематические ошибки результатов для различных расчетных схем

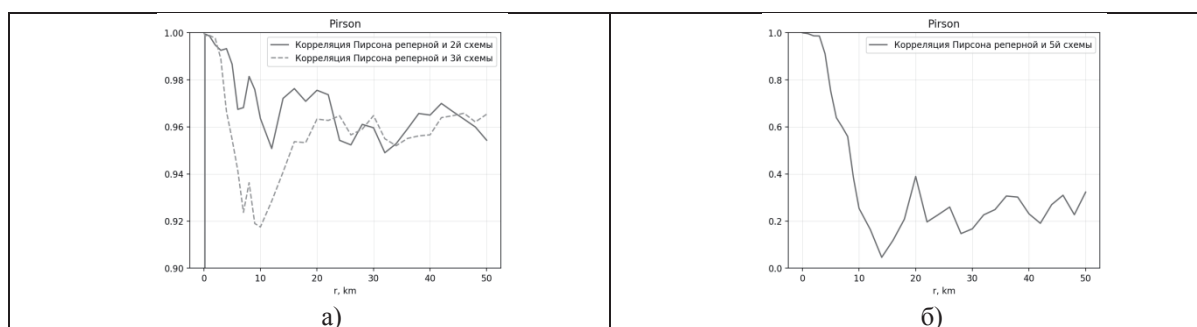


Рис 4. Коэффициенты корреляции Пирсона для схем 2, 3 (а) и 5 (б) относительно реперной схемы.

Получено, что при использовании трехмерной метеорологии результаты являются высоко скоррелированными относительно реперного сценария (коэффициент корреляции >0.9). Однако корреляция расчетной схемы 5 со схемой 1 получена слабой в областях более 10 км. Это произошло вследствие использования точечных метеорологических данных и применения однородных гауссовых полей, не предусматривающих пространственно-временную вариативность метеорологии.

#### 4. Заключение

В рамках данной работы был представлен сравнительный анализ влияния пяти схем, связанных с представлением источника выброса, метеорологических данных и их группировкой, на прогнозируемые дозы при тяжелой запроектной аварии на АС. Получено, что для эффективной дозы с 95% уровнем доверия в точках, соответствующих положению максимальных значений целевых функций в зависимости от расстояния от источника, в ближней зоне максимальную оценку доз дает использование мгновенного источника с трехмерной метеорологией. Уменьшение интервала осреднения источника в схемах 2 и 3 приводит к увеличению значений эффективной дозы для доверительного интервала 95% в точках максимума. Схема 4, аналогичная МАГАТЭ, приводит к консервативным оценкам эффективной дозы среди всех рассматриваемых схем для расстояний более 18 км, на расстояниях до 18 километров ситуация не очевидна. Систематическая ошибка относительно реперного расчета составила 1, 0.9, 0.8 для 2, 3 и 5 схем соответственно, что соответствует превышению реперного расчета в среднем более чем в 2 раза. Схемы 2 и 3 показывают высокую степень корреляции относительно реперной схемы, что связано со значительным влиянием метеорологического фактора на конечный результат, а также с тем, что выброс имел пик выброса большой доли активности, связанный с разрушением контейнента. Также можно отметить, что до 10 километров (область применимости гауссовых моделей) схема 5 позволяет описать картину доз облучения с высокой степенью достоверности. Однако, по мере удаления от источника, степень скоррелированности существенно падает.

На основе анализа всех полученных величин можно сделать вывод о том, что, хотя все подходы близки, углубленный анализ реперного расчета показал, что использование реалистичного источника выброса и трехмерных метеорологических полей для рассматриваемого сценария и АЭС позволил снизить консервативность оценок радиологического воздействия на население.

#### Литература

1. Богдан С.Н., Ковалевич О.М., Козлова Н.А. и др. “Об оценке погрешностей расчетов, выполняемых при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии”, Ядерная и радиационная безопасность, №2 (84)-2017.
2. “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project – Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station,” NUREG/CR-7155, U.S. Nuclear Regulatory Commission, September 2015.
3. Draft guidance document on atmospheric dispersion and dose calculations regarding releases in case of accidents that might take place in nuclear power plants (Руководство по расчету атмосферной дисперсии и дозы в результате выбросов радиоактивных веществ, в случае нарушений нормальной эксплуатации и аварий на атомной электростанции», ТАЕК, Анкара, версия 6, 2019).
4. WEATHER RESEARCH AND FORECASTING MODEL [Электронный ресурс] – Режим доступа: <https://www.mmm.ucar.edu/weather-research-and-forecasting-model> – свободный.
5. Joseph S. Scire, Françoise R. Robe, Mark E. Fernau, Robert J. Yamartino (2000) A User's Guide for the CALMET Meteorological Model
6. W. Raskob, D. Trybushnyi, I. Ievdin and M. Zheleznyak (2011) JRODOS: Platform for improved long term countermeasures modelling and management.
7. Baklanov A, J.H. Sørensen, A. Mahura, 2006: Long-Term Dispersion Modelling: Part I: Methodology for Probabilistic Atmospheric Studies. Journal of Computing Technologies, 11(1): 136-156.
8. Rossi J., Ilvoinen M. Dose estimates at long distances from severe accidents VTT-R-00589-16 VTT, 2016, pages 41.
9. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): Санитарно – эпидемиологические правила и нормативы. М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. 100 с.
10. Radiation protection and safety of radiation sources: international basic safety standards. General safety requirements. International atomic energy agency. 2014.
11. GISMETEO [Электронный ресурс] – Режим доступа: <https://www.gismeteo.ru/diary> – свободный.
12. IAEA, 2013, Actions to Protect the Public in an Emergency due to Severe Conditions at a Light Water Reactor, EPR-NPP Public Protective Actions-2013, International Atomic Energy Agency, Vienna.

# Доработка моделей кода HYDRA-IBRAE/LM и их верификация на экспериментах Беккера по исследованию кризиса теплообмена

*Ильасова О.Х., Дробышевская И.Н. аспиранты 4 года ИБРАЭ РАН*

*Научный руководитель: д.т.н. Мосунова Н.А.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-94, эл. почта: ilyasova@ibrae.ac.ru, drob@ibrae.ac.ru

## 1. Введение

Код HYDRA-IBRAE/LM [1, 2], разрабатываемый в ИБРАЭ РАН, предназначен для расчётного анализа нестационарных теплогидравлических процессов в контурах установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем в режимах нормальной эксплуатации и при нарушениях нормальной эксплуатации. Также код может использоваться для моделирования экспериментальных стендов, специального оборудования и позволяет моделировать теплогидравлические процессы, протекающие в водяном и воздушном контурах установок с жидкометаллическим теплоносителем. В настоящее время в коде реализована как двух-, так и трехжидкостная модель теплогидравлики. В двухжидкостной модели для моделирования дисперсно-кольцевого режима течения используются дополнительные приближения для учёта движения капель в потоке, в трёхжидкостном – жидкая фаза в дисперсно-кольцевом режиме течения состоит из двух частей: сплошной среды (пристенная плёнка) и дисперсной, состоящей из капель, что позволяет учитывать движение всех компонентов потока.

Данная работа посвящена доработке модели расчёта дисперсно-кольцевого режима течения и граничного паросодержания кода HYDRA-IBRAE/LM в двухжидкостном приближении и верификации доработанных моделей на экспериментах Беккера, в которых подробным образом исследовались вопросы начала кризиса теплообмена при кипении, а также закризисного теплообмена.

## 2. Доработка моделей определения граничного паросодержания и моделирования дисперсно-кольцевого режима течения в двухжидкостном приближении

Для корректного моделирования процесса кризиса кипения второго рода (в частности, для определения его начала) важно правильно рассчитывать массовое расходное паросодержание, так как по его значению определяется точка начала кризиса. Особое внимание необходимо уделять дисперсно-кольцевому режиму течения, который достаточно трудно описать с помощью стандартного двухжидкостного приближения, и в котором может наступить пересыхание пленки (кризис второго рода).

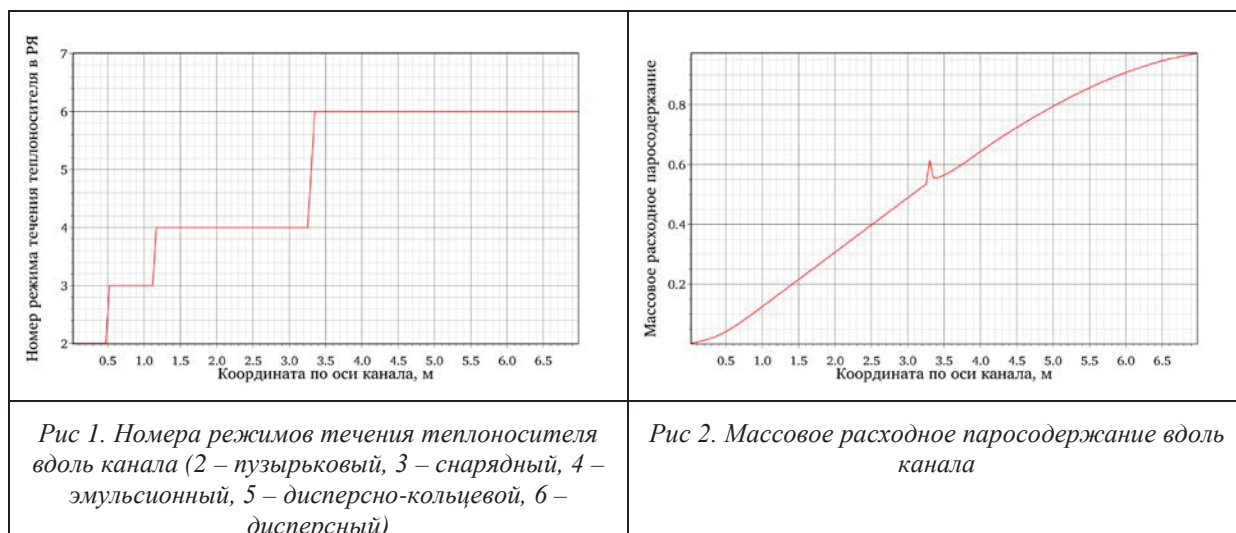
Для моделирования дисперсно-кольцевого режима течения в коде HYDRA-IBRAE/LM используется подход, предложенный авторами теплогидравлического кода КОРСАР [3]. На базе двухжидкостной модели в дисперсно-кольцевом режиме течения используются дополнительные предположения, чтобы учесть движение пристеночной пленки, газового ядра и капель:

1. Считается, что скорости газа и капель равны;
2. Температуры пленки и капель одинаковы;
3. Объёмная доля капель определяется из эмпирических соотношений по параметрам течения теплоносителя.

Однако данный подход имеет ряд недостатков. Например, при расчёте дисперсно-кольцевого режима течения не учитывается межфазное трение между каплями и газом, которое может оказывать серьёзное влияние на результаты расчёта, что можно продемонстрировать на результатах расчёта экспериментов Беккера [4]. Целью экспериментов Беккера, проведённых в Королевском Технологическом Институте (Стокгольм, Швеция), было исследование процесса кризиса кипения. Эксперименты проводились следующим образом: тестовый участок равномерно нагревался, на вход подавалась вода при определённом давлении и температуре приблизительно на 10 °С ниже температуры кипения при заданном давлении. В ходе экспериментов измерялась температура стенки – для фиксирования момента



наступления кризиса. Было проведено более 500 пусков при давлениях от 3 МПа до 20 МПа и расходах воды от 500 кг/(с·м<sup>2</sup>) до 3000 кг/(с·м<sup>2</sup>). Эксперименты проводились на тестовых участках с разным диаметром труб. Работа [4] содержит исчерпывающий объём данных для всех пусков: температуры внутри и снаружи стенки, граничное паросодержание, координату начала кризиса кипения. В качестве примера, на рисунках 1 – 2 приведены результаты расчёта одного из экспериментов Беккера (номер 202, давление 12 МПа, расход воды 502 кг/(с·м<sup>2</sup>)) с использованием двухжидкостной модели кода HYDRA-IBRAE/LM. На рисунке 1 показаны номера режимов течения теплоносителя вдоль канала, на рисунке 2 – массовое расходное паросодержание вдоль длины канала.



Как видно из рисунков 1 – 2, при переходе от эмульсионного режима течения (номер 4) к дисперсно-кольцевому (номер 5), а далее к дисперсному (номер 6) возникает пик коэффициента массового расходного паросодержания, который не вызван какими-либо физическими явлениями. Проведённый анализ показал, что коэффициенты межфазного трения в расчёте в эмульсионном, дисперсно-кольцевом и дисперсном режимах могут различаться на порядки, что и приводит к подобным ошибкам в расчёте. Такой разброс коэффициентов обусловлен тем, что в базовой модели кода HYDRA-IBRAE/LM отсутствует трение между газом и каплями в дисперсно-кольцевом потоке, а учитывается только взаимодействие между газом и пленкой, что неточно с физической точки зрения.

Для учёта трения между каплями и газом предложено использовать соотношения для относительной скорости, полученные из теории потока дрейфа [5]:

$$v_{gd} = 1.7 \left( \frac{gd(\rho_f - \rho_g)}{\rho_g} \right)^{0.5}, \quad (1)$$

где  $v_{gd}$  – разность скоростей между каплями и газом, м/с,  $d$  – диаметр трубы, м,  $\rho_f$  и  $\rho_g$  – плотность жидкой и газовой фазы соответственно, кг/м<sup>3</sup>. Скорость ограничена критическим значением, вычисляемым по формуле:

$$v_{gd} = 1.4 \rho_g^{-0.5} (g(\rho_f - \rho_g)\sigma)^{0.25}, \quad (2)$$

где  $\sigma$  – поверхностное натяжение, Н/м.

Соответствующие выражения были реализованы в коде HYDRA-IBRAE/LM. Благодаря доработанной модели удалось избежать скачка массового расходного паросодержания, который показан на рисунке 2, и получить результат, более корректно отображающий физический процесс. Сравнение результатов расчёта массового расходного паросодержания для новой и старой модели вдоль длины канала приведены на рисунке 3.

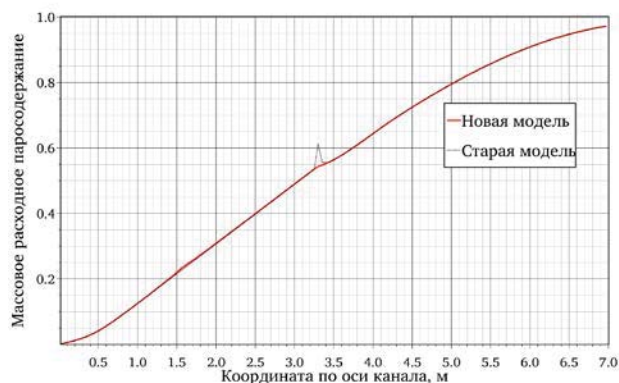


Рис 3. Массовое расходное паросодержание вдоль канала после доработки модели

Существует несколько подходов к вычислению граничного паросодержания [6], по значению которого определяется точка начала кризиса. В коде HYDRA-IBRAE/LM используется метод опорных таблиц, в котором в зависимости от массовой скорости и давления в соответствующих таблицах находится значение граничного паросодержания. Далее полученное значение перенормируется по следующей формуле [7]:

$$x_{\text{lim},D} = x_{\text{lim},8} \left( \frac{0.008}{d} \right)^{0.25}, \quad (3)$$

где  $x_{\text{lim},D}$  – искомое граничное паросодержание,  $x_{\text{lim},8}$  – величина паросодержания, полученная по таблицам,  $d$  – диаметр трубы, м.

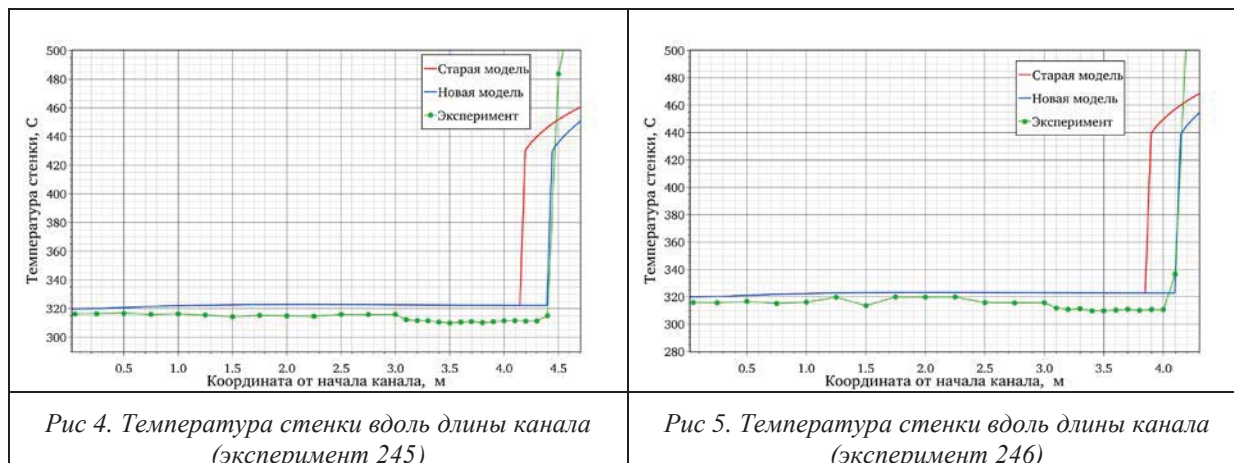
Однако в ряде работ используется другое значение в показателе степени [6]. Это связано с тем, что для разных экспериментов значения величины (3) варьируются в достаточно широком диапазоне, поскольку даже при небольшом изменении входных величин (массовой скорости, давления и температуры и др.) начало кризиса в экспериментах может достаточно сильно меняться. Чтобы это учесть, в код HYDRA-IBRAE/LM была добавлена возможность задания степени пользователем через входной файл.

### 3. Верификация кода HYDRA-IBRAE/LM на экспериментах Беккера

В данном разделе приведены краткие результаты верификации кода HYDRA-IBRAE/LM на экспериментах Беккера [4]. Моделирование проводилось с использованием доработанных моделей, описание которых приведено в разделе 1.

После расчёта большого массива экспериментальных данных, было установлено, что для моделирования экспериментов Беккера наилучший результат даёт использование показателя степени 0,15 в формуле (3).

Для примера на рисунках 5 и 6 приведены результаты расчёта температуры стенки вдоль длины канала для экспериментов Беккера 245 и 246 (массовые скорости 500 кг/(с·м<sup>2</sup>), давление 10 МПа) по старым и новым моделям.



Видно, что доработка моделей привела к более точному определению момента наступления кризиса кипения, начало кризиса для двух пусков практически полностью совпало с экспериментальным. Однако на рисунках 4-5 видно расхождение температур в области закризисного теплообмена.

## 4. Заключение

В данной работе приведено описание доработок модели дисперсно-кольцевого течения (в части межфазного трения) и способа определения граничного паросодержания, используемого как точка начала кризиса кипения, в двухжидкостной модели кода HYDRA-IBRAE/LM, показано сравнение полученных по доработанным моделям результатов расчётов с результатами экспериментов Беккера.

Показано, что учёт трения между каплями и газом в дисперсно-кольцевом режиме течения позволяет получить более физические результаты для массового расходного паросодержания при переходе от эмульсионного режима течения. Также показана необходимость для экспериментов с изучением кризиса теплоотдачи варьирования степени в выражении для определения граничного паросодержания ввиду широкого диапазона значений этого параметра в различных источниках и сильной зависимости от определяющих его термодинамических параметров.

Результаты верификации доработанных моделей продемонстрировали более точное определение начала наступления кризиса теплоотдачи в экспериментах Беккера, однако наметили необходимость дальнейшего усовершенствования моделей закризисного теплообмена.

## Литература

1. Алипченков В.М., Анфимов А.М., Афремов Д.А., Горбунов В.С., Зейгарник Ю.А., Кудрявцев А.В., Осипов С.Л., Мосунова Н.А., Стрижов В.Ф., Усов Э.В. Базовые положения, текущее состояние разработки и перспективы дальнейшего развития теплогидравлического расчетного кода нового поколения HYDRA-IBRAE/LM для моделирования реакторных установок на быстрых нейтронах // Теплоэнергетика, 2016, № 2, с. 54–64.
2. Мосунова Н.А., Алипченков В.М., Зейгарник Ю.А., Усов Э.В. Опыт разработки и верификации теплогидравлического кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 / Сборник тезисов докладов Всероссийской конференции с элементами научной школы для молодых учёных XXXIII Сибирский теплофизический семинар, посвящённый 60-летию Института теплофизики им.С.С.Кутателадзе СО РАН, 6–8 июня 2017 г., г. Новосибирск. – 2017. – С.14–15.
3. Юдов Ю.В. Двухжидкостная модель нестационарной контурной теплогидравлики и ее численная реализация в расчетном коде КОРСАР// Теплоэнергетика. 2002. №11. С.17-21.
4. Becker K. M., et al. An Experimental Investigation of Post Dryout Heat Transfer, KTH-NEL-33, Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, May 1983.
5. Уоллис Г. двухфазные течения / М.: Мир, 1972. 442 с.
6. Справочник по теплогидравлическим расчётам в ядерной энергетике. Т. 1. Теплогидравлические процессы в ЯЭУ / Под ред. Кириллова П.Л. – М.: ИздАт, 2010.
7. Рекомендации по расчету кризиса теплоотдачи при кипении воды в круглых трубах // Препринт-1-57, Институт высоких температур АН СССР, Москва, 1980.

# Анализ взрывопожаробезопасности переработки новых видов отработавшего ядерного топлива на заводе РТ-1

*Казаков В.А., инженер-технолог-физхимик-исследователь ФГУП «ПО «Маяк»*

*Научный руководитель: руководитель группы ФГУП «ПО «Маяк» Старовойтов Н.П.*

Федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение «Маяк»

тел. (351-30) 3-73-88, эл. почта: cpl@po-mayak.ru

## 1. Введение

Завод РТ-1 ФГУП «ПО «Маяк» осуществляет переработку отработавшего ядерного топлива (далее – ОЯТ) реакторов атомных электростанций, исследовательских и промышленных реакторов и транспортных энергетических установок. Основной целью переработки является организация замкнутого ядерного топливного цикла путем возврата в топливный цикл урана и вторичного ядерного топлива – плутония. Процессу химической переработки ОЯТ технологически предшествуют подготовительные операции, обеспечивающие перевод топливной композиции в водный раствор:

- прием и хранение отработавших тепловыделяющих сборок (далее – ОТВС) в бассейне выдержки;
- измельчение тепловыделяющих элементов (далее – ТВЭЛ) в агрегате резки (далее – АР);
- растворение измельченного ОЯТ;
- удаление нерастворимых остатков в специальное хранилище.

В настоящее время на заводе РТ-1 готовятся к переработке новые виды ОЯТ на основе:

- металлического урана;
- карбида урана;
- смешанных нитридов урана и плутония (далее – СНУП).

В связи с этим возникла необходимость проработки вопросов обеспечения взрывопожаробезопасности (далее – ВПБ) технологического процесса рубки и растворения данных видов ОЯТ на существующем оборудовании.

Кроме того, в соответствии со стандартами [1], [2] и требованиями ГОСТ [3], вероятность аварийной ситуации на взрывоопасном участке не должна превышать  $1 \cdot 10^{-6}$  случая в год. Оценку надежности обеспечения ВПБ в настоящей работе проводили с использованием программного комплекса автоматизированного структурно-логического моделирования и расчета надежности и безопасности систем «АРБИТР».

## 2. Оценка ВПБ при опытной переработке новых видов ОЯТ

Изделия с топливной композицией из металлического урана, карбида урана, а также СНУП ранее в переработку не поступали в связи с недостаточной проработкой вопросов безопасности технологического процесса их регенерации.

В связи с этим на заводе РТ-1 состоялись опытные переработки:

- единичных пеналов с ТВЭЛ сербского тяжеловодного исследовательского реактора RA (ТВР-С), содержащего металлический уран в алюминиевой оболочке;
- ОЯТ реактора АМ с топливной композицией из карбида урана, имеющего подслоя из металлического кальция;
- необлученного нитридного топлива.

Опасными факторами в процессе рубки, загрузки и растворения являются:

- наличие в процессе рубки и загрузки мелкодисперсных фракций пирофорных твердых смесей;
- выделение водорода в процессе реакции с водой топливных композиций, содержащих алюминий, нитриды, а также подслоя, содержащего кальций.

В ходе опытной операции определяли дополнительные параметры процесса, которые не контролируются при выполнении штатных операций.

К таким параметрам относились:

- концентрация урана в аэрозвеси в технологическом оборудовании;
- дисперсность пыли урана;
- накопление частиц горючих материалов на поверхностях оборудования;
- концентрация водорода в газоочистном оборудовании на различных стадиях процесса.

На основании проведенных исследований, а также пожароопасных свойств веществ [4], были установлены безопасные условия для переработки указанных видов ОЯТ, ключевые особенности которых с точки зрения обеспечения ВПБ представлены в таблице 1.

**Таблица 1. Технологические особенности при переработке новых видов ОЯТ**

| Топливная композиция                      | Операция рубки  |  | Операция растворения                            |  |
|---|---|--|---|--|
|   | Опасные факторы   | Технологические особенности  | Опасные факторы                                 | Технологические особенности  |
| Металлический уран в алюминиевой оболочке | Воспламенение мелкодисперсного порошка металлического урана | 1) Загрузка на воду;<br>2) Продувка азотом до концентрации кислорода 2,5 %;<br>3) Выдержка паузы между очередными резами | Выделение водорода при реакции алюминия с водой | Барботаж воздухом (или азотом).<br>Ограничение по загрузке топлива по алюминию при продувке воздухом |
| Карбид урана с подслоем кальция           | Воспламенение мелкодисперсного порошка карбида урана        | 1) Загрузка на воду;<br>2) Продувка азотом до концентрации кислорода 3,5 %;<br>3) Выдержка паузы перед заливом кислоты   | Выделение водорода при реакции кальция с водой  | Барботаж воздухом (или азотом)   |
| Нитриды урана и плутония                  | Воспламенение мелкодисперсного порошка нитрида урана        | 1) Два варианта: загрузка на воду или кислоту;<br>2) Продувка азотом до концентрации кислорода 3,0 %                     | Выделение водорода при реакции нитридов с водой | Барботаж воздухом (или азотом)   |

Подход к переработке рассматриваемых видов ОЯТ является схожим – загрузка измельченного топлива на воду (для СНУП рассматривается также вариант загрузки на кислоту), поддержание определенной объемной доли кислорода в атмосфере АР за счет продувки азотом, выдержка паузы перед сливом кислоты, проведение основного растворения при барботаже воздухом или азотом для исключения накопления водорода.

Таким образом, основным требованием для обеспечения ВПБ процесса переработки новых видов ОЯТ является разбавление газовой фазы азотом в процессе измельчения ОТВС в АР, а в процессе растворения в аппарате-растворителе – воздухом. В случае отсутствия разбавления газовой фазы как азотом, так и воздухом главным мероприятием для предотвращения аварийных ситуаций в АР и аппарате-растворителе является остановка технологического процесса.

### **3. Расчет вероятности возникновения аварийных ситуаций при переработке новых видов ОЯТ**

Для моделирования и расчета показателей надежности и взрывобезопасности действующего технологического процесса необходимо:

- подготовить исходные данные, то есть осуществить первичное описание возникновения или не возникновения аварийных ситуаций и построить структурно-логические схемы;
- разработать схему функциональной целостности исследуемой системы и составить список функциональных вершин;
- определить вероятность возникновения событий исследуемой системы.

Общая структурно-логическая схема возможности создания взрывопожароопасной аварийной ситуации при проведении процесса переработки новых видов ОЯТ имеет вид, представленный на рис. 1.

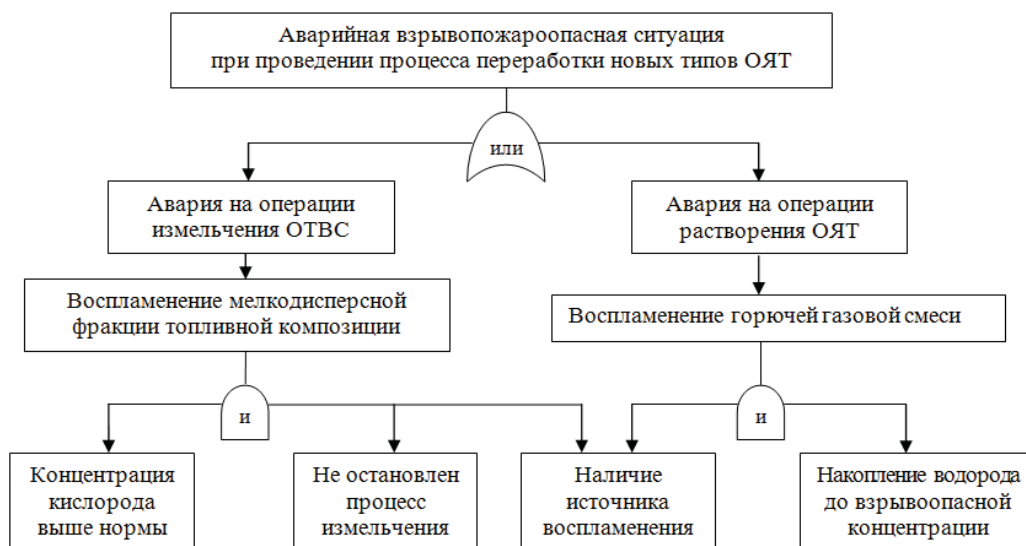


Рис. 1. Структурно-логическая схема возможности создания взрывопожароопасной ситуации при проведении процесса переработки новых видов ОЯТ

Таким образом, в настоящей работе рассмотрены два возможных сценария, приводящих к взрыву:

- 1) аварийная ситуация на операции измельчения при работе АР в атмосфере, где концентрация кислорода будет превышать предельную для данного вида топлива и не будут приняты меры по остановке работы АР;
- 2) аварийная ситуация на операции растворения при образовании в атмосфере отдельных помещений и в газовой фазе реакционных аппаратов водорода и накоплением его до взрывоопасных концентраций.

Для вероятностной оценки параметров надежности систем, выполняющих функции безопасности, в данной работе пользовались базой данных в соответствии с методическим пособием [5].

Количественная оценка надежности обеспечения взрывобезопасности с применением ПК «АРБИТР» показывает, что наибольший вклад в вероятность создания аварийной ситуации вносит вероятность ошибки оператора при работе с органами управления.

Результаты расчетов приведены в таблице 2.

Таблица 2. Вероятность возникновения взрывопожароопасной ситуации

| Операция         | Опасный фактор  | Расчетное значение                     |
|------------------|---|--|
| Измельчение ОТВС | Воспламенением мелкодисперсной фракции топливной композиции | $1,48 \cdot 10^{-10} \text{ год}^{-1}$ |
| Растворение ОЯТ  | Воспламенение или взрыв водородосодержащей газовой смеси    | $7,43 \cdot 10^{-10} \text{ год}^{-1}$ |

## 4. Заключение

Проведен анализ действующего технологического процесса рубки ОТВС новых видов ОЯТ и растворения измельченного топлива в цехе завода РТ-1. Расчетным путем показано, что при отклонениях от нормального хода технологического процесса, связанных как с отказами технологического оборудования, так и ошибкой оператора при выполнении регламентированных действий, возможно возникновение потенциально взрывопожароопасной ситуации.

Потенциальную взрывопожароопасность при переработке ОТВС, содержащих металлический уран, карбид урана и СНУП, представляют:

- наличие в данных ОТВС пирофорных материалов, которые в атмосфере воздуха при определенных условиях способны к воспламенению;
- выделение водорода в процессе загрузки измельченного топлива на воду и растворения ОЯТ в азотной кислоте.

С учетом всех возможных сценариев развития аварийной ситуации при проведении технологического процесса рубки и растворения новых видов ОЯТ, вероятность возникновения взрывоопасной ситуации составляет менее  $1 \cdot 10^{-6}$  год<sup>-1</sup>, что удовлетворяет требованиям [1-3].

Стоит отметить, что для переработки ОТВС, содержащих металлический уран и карбид урана, имеющиеся регламентные условия проведения данных операций в сочетании с существующим оборудованием полностью обеспечивают ВПБ технологического процесса и не требуют проведения дополнительных организационно-технических мероприятий.

Варианты растворения ОЯТ СНУП различаются продуктом, который принимается в аппарат-растворитель перед приемом в него измельченного топлива. В первом варианте это водный конденсат, во втором – раствор азотной кислоты. Растворение по первому варианту приведет к получению порций продуктов, избыточно разбавленных по урану и плутонию, что окажет негативное влияние на их дальнейшую экстракционную переработку. Однако, при растворении по второму варианту остаются нерешенными вопросы обеспечения ВПБ, связанные с контактом мелкодисперсного топлива с оксидами азота.

ФГУП «ПО «Маяк» реализует глобальный стратегический проект по расширению номенклатуры перерабатываемого ОЯТ. Включение в штатную переработку на заводе РТ-1 изделий с топливной композицией из металлического урана, карбида урана, а также нитридного топлива даст возможность «Маяку» в ближайшем будущем стать единственным в мире предприятием, которое может перерабатывать любые виды ОЯТ.

## Литература

1. СТО В Росатом 3042-2014. Стандарт организации. Радиохимическое производство. Обеспечение взрывопожаробезопасности производственных процессов. – Москва: Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом», 2014.
2. СТО Ц 054-2017. Система стандартов безопасности труда. Взрывобезопасность производственных процессов радиохимического, реакторного, химико-металлургического, химического и изотопного производств. Общие требования. Введ. 2017-06-01. – Озерск: ФГУП «ПО «Маяк», 2017.
3. ГОСТ 12.1.004-91. Система стандартов безопасности труда. Пожарная безопасность. Общие требования. Введ. 1992-07-01. – М.: Стандартинформ, 1991.
4. Пожаровзрывобезопасность веществ и материалов и средства их тушения: Справ. изд.: в 2 книгах / А.Н. Баратов, А.Я. Корольченко и др. – М., Химия, 1990.
5. Анализ безопасности установок и технологий: Методическое пособие по проблемам регулирования риска. Часть 3 / Под общ. ред. С.В. Петрина. – Саров: ФГУП РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2006.

# Разработка алгоритма формирования партий ОТВС на переработку для прогнозирования тепловых характеристик остеклованных ВАО

*Казиева С.Т., инженер-исследователь ИБРАЭ РАН*

*Научный руководитель: науч. сотр., ИБРАЭ РАН Блохин П.А.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

## 1. Введение

С целью окончательной изоляции высокоактивных радиоактивных отходов (ВАО) в настоящее время в России ведутся работы по созданию пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО) в Нижнеканском массиве (Красноярский край). В ПГЗРО планируется захоронение алюмофосфатных стекол (АФС), накопленных на заводе РТ-1 (ПО «Маяк»), боросиликатных стекол (БСС), которые будут образовываться на опытно-демонстрационном заводе по переработке отработавшего ядерного топлива (ОДЦ ФГУП «ГХК») и др. типов радиоактивных отходов (РАО) класса 1 и 2 [1]. В соответствии с нормами [2] поступающие в ПГЗРО РАО должны соответствовать критериям приемлемости, одним из которых является тепловыделение упаковки РАО, которое не должно превышать  $2 \text{ кВт/м}^3$ .

Отличительной особенностью упаковок БСС от АФС является более высокое тепловыделение, которое по базовой технологии ОДЦ может достигать более  $20 \text{ кВт/м}^3$ , поэтому перед захоронением потребуется их длительная выдержка для снижения тепловыделения до требуемого уровня. Возможны и другие варианты, например, в статье [3] показано, что при формировании партий отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) на переработку с различными выгораниями и сроками выдержки можно получить упаковки БСС с требуемыми тепловыми характеристиками.

Целью данной работы является разработка и программная реализация алгоритма формирования партий ОТВС на переработку для получения упаковок БСС с заданными тепловыми характеристиками.

## 2. Исходные данные и разработка алгоритма

Для анализа различных сценариев переработки ОЯТ и загрузки БСС в ПГЗРО требуется сформировать исходные условия. Исходя из постановки задачи, разрабатываемый алгоритм формирования партий ОТВС на переработку должен учитывать следующие данные:

- номенклатура (объем, выгорание, время выдержки) накопленных и прогнозирование будущих ОТВС;
- тепловыделение ОТВС (для различных выгораний и сроков выдержки) и БСС;
- сценарные условия (начало работы ОДЦ и ежегодные объемы переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), начало загрузки в ПГЗРО и ежегодные объемы захораниваемых РАО).

*Номенклатура накопленных и прогнозирование будущих ОТВС*

В качестве исходных данных для целевого отбора использовались данные из статьи [3], где приведена информация по накопленным ОТВС за первые десять лет эксплуатации блоков ВВЭР-1000. Формирование исходных данных по остальным накопленным ОТВС в процессе подготовки. К концу 2019 года будет накоплено  $\sim 17\,000$  ОТВС [3]. Прогнозирование будущих объемов ОТВС должно проводиться с учетом планируемых остановов блоков АЭС и вводов в эксплуатацию новых. По имеющимся данным ежегодная выгрузка для ВВЭР-1000 составляет порядка  $\sim 250$  ОЯТ т/год [3].

*Данные по тепловыделению ОТВС (для различных выгораний и сроков выдержки) и БСС*

Данные по тепловыделению ОТВС реактора ВВЭР-1000 имеются, например в [4] и [5]. Диапазон выгораний ОЯТ ВВЭР-1000 составляет от 8 до 60 ГВт сут/тU. Для прогнозирования тепловыделения ОЯТ на долгосрочный период (до 70 лет) проведены оценки (при условии полного поглощения энергии всех излучаемых частиц, включая гамма-излучение) с использованием программного комплекса TRACT



[6]. Результаты расчетов, полученные в виде наборов значений энерговыделения от 8 до 60 ГВт сут/тУ с шагом 4 ГВт сут/тУ и времен выдержек ОЯТ при заданных значениях выгорания, коррелируют с данными (на соответствующих временных интервалах), представленными в справочнике и руководстве по безопасности [4], [5].

По консервативной оценке, проведенной в статье [3] граничное значение максимального тепловыделения упаковки БСС при захоронении не должно превышать 600 Вт на упаковку с учетом того, что по базовой технологии при переработке 1 т ОЯТ образуется 0,1 м<sup>3</sup> БСС (плотность – 2,8 г/см<sup>3</sup>). Данное значение тепловыделения может в дальнейшем корректироваться в зависимости от показателей стекла, характеристик упаковки и других факторов.

*Сценарные данные (начало работы ОДЦ и ежегодные объемы переработки ОЯТ, начало загрузки в ПГЗРО и ежегодные объемы захораниваемых РАО)*

В первую очередь в ПГЗРО планируется загрузка АФС, накопленных на ФГУП «ПО «Маяк». В этой связи начало размещения БСС на захоронение ожидается не ранее чем в 2050 году. В статье [3] представлены предполагаемые сценарии работы ОДЦ ГХК и ПГЗРО.

Возможные сценарии:

Начало старта работ ОДЦ и ПГЗРО:

- Дата старта работы ОДЦ - 2021 год.
- Дата начала приема БСС в ПГЗРО лежит в интервале с 2050 по 2060 гг. в зависимости от скорости загрузки АФС в ПГЗРО, возможности параллельной загрузки АФС и БСС и др. факторов.

Ежегодные объемы переработки ОЯТ на ОДЦ и захоронения РАО:

- При умеренном темпе развития возможна переработка ОЯТ до 250 т/год, а при оптимистичном темпе до 400 т/год; возможны различные варианты в зависимости от потребностей в переработке и возможностей ОДЦ. В общем случае можно ориентироваться на поэтапный ежегодный прирост объема переработки с целью выхода на проектные значения.
- Объем ежегодной загрузки БСС в ПГЗРО оценивается в интервале от 50 до 100 т/год.

Алгоритм формирования партии ОТВС для получения упаковок БСС с заданными тепловыми характеристиками включает:

- прогнозирование тепловыделения ОТВС/БСС, к моменту переработки/загрузки в ПГЗРО;
- сортировка и отбор ОТВС с учетом требуемого минимального тепловыделения на момент загрузки в ПГЗРО;
- составление перечня ОТВС на переработку в БСС на ОДЦ ГХК и списка БСС на загрузку в ПГЗРО с учетом предполагаемых сценарных условий;
- формирование обновленного перечня ОТВС с учетом оставшихся после формирования предыдущей партии и с учетом ежегодного поступления свежих ОТВС со временем выдержки более 7 лет.

С учетом того, что к началу работы ОДЦ будет накоплен значительный объем выдержанных ОТВС алгоритм строился на подборе наиболее «горячей» сборки (7 лет выдержки и максимальное выгорание) и наиболее «холодной» сборки (~ 30 лет выдержки и низкое выгорание), при условии, что энерговыделение образующейся упаковки РАО, будет близко к 600 Вт на момент захоронения, т.е. будет дополнительная выдержка в несколько десятков лет. При этом предусматривается при не выполнении критерия по тепловыделению замена «горячей» сборки на менее «горячую», до тех пор, пока критерий не будет выполняться, а при большом отклонении энерговыделения упаковки от предельного значения (600 Вт) будет проводиться замена «холодной» сборки на менее «холодную» или поиск новой пары сборок, пока отклонение не будет находиться в необходимых пределах. Партии ОТВС должны составляться в соответствии с ежегодным графиком переработки ОЯТ и ожидаемых ежегодных объемов БСС на захоронение в ПГЗРО.

### 3. Программная реализация алгоритма

Алгоритм реализован на высокоуровневом языке программирования Python [7] с использованием библиотек: Numpy, Matplotlib, Scipy и Pandas из пакета Anaconda [8]. Библиотека обработки статистических данных Scipy [9] применяется для определения параметров функций нелинейной оптимизацией методом наименьших квадратов.

Для оценки энерговыделения ОТВС с произвольными значениями времени выдержки  $T_0$  и выгорания  $V_0$  в заданном диапазоне значений (известен определенный набор точек энерговыделения от выгорания и времени выдержки) проводилась двойная аппроксимация функции энерговыделения  $Q(V,T)$  от переменных выгорания  $V$  и времени выдержки  $T$  с использованием метода наименьших квадратов. Выполнение данного пункта осуществляется численными методами оптимизации с использованием библиотеки обработки статистических данных Scipy.

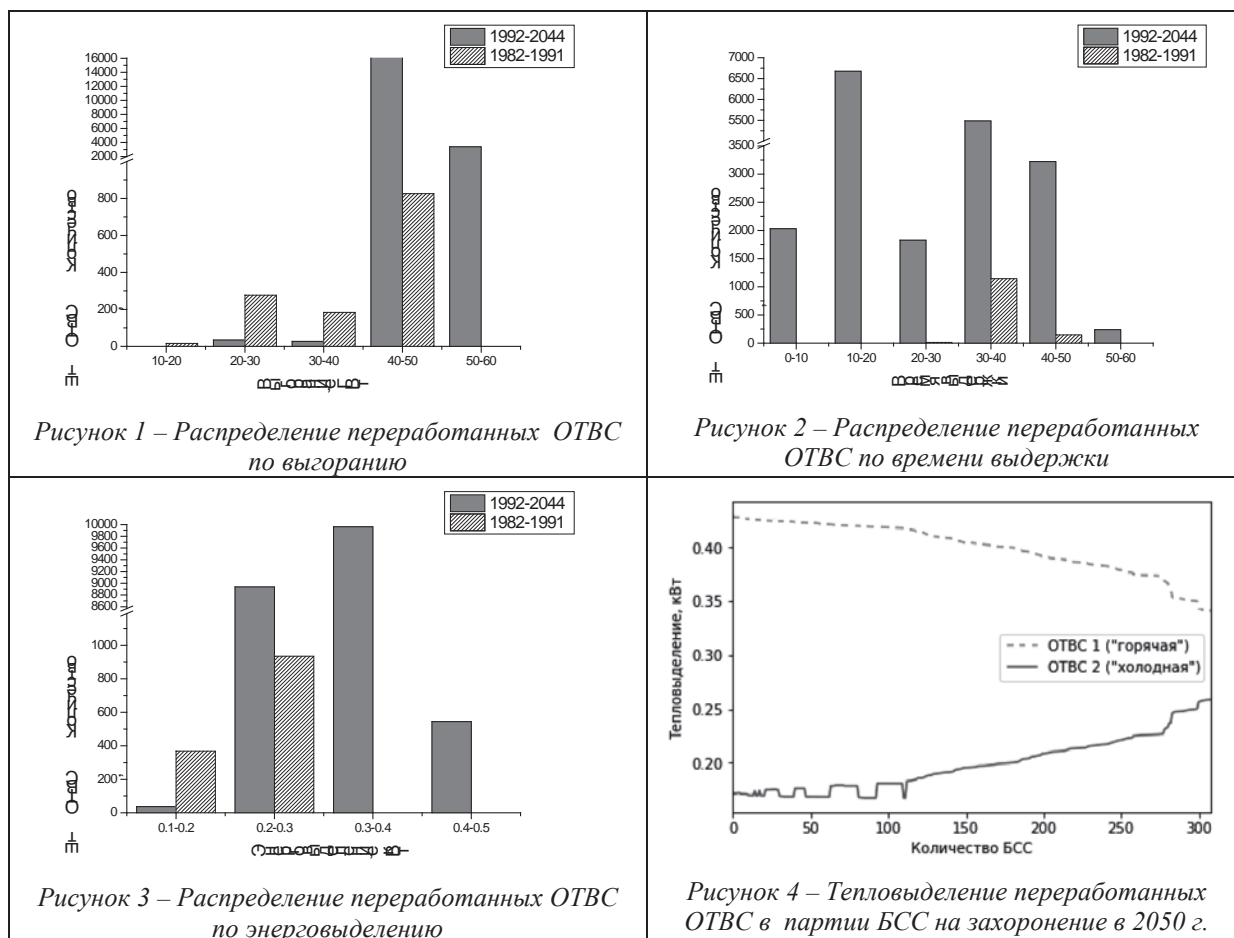
При составлении партий на переработку/захоронение, каждому набору из двух ОТВС присваивается уникальный номер упаковки с БСС. В результате выполнения программы формируются файлы в формате Excel с данными в виде таблиц по накопившимся ОТВС, по партиям БСС на загрузку в ПГЗРО, по партиям ОТВС на переработку в ОДЦ ГХК, также по окончании возможно проводить анализ и визуализацию полученных результатов.

#### 4. Анализ результатов и выводы

В качестве примера работы разработанного алгоритма рассмотрим сценарий, при котором предполагается, что:

- накопленные ОТВС за период (1982-1991 гг.) соответствуют данным [3]. Так как данных по остальным накопленным ОТВС нет, то консервативно принято, что весь объем составляют ОТВС с выгоранием от 40 до 60 ГВт сут/тУ;
- начало переработки ОЯТ – 2021 год, объем – 400 т/год;
- начало загрузки БСС в ПГЗРО – 2050 г., объем – 100 т/год;
- критерий по тепловыделению упаковки БСС - 600 Вт [3].

Распределения количества отобранных ОТВС, составляющих партии на 30 лет переработки (проектный срок эксплуатации ОДЦ) по временам выдержки (дате наработки ОТВС), выгораниям и энерговыделениям показаны на рисунках 1-3 для периода накопления с 1982 по 2044 гг., так как при отборе ОТВС на переработку сборка должна иметь срок выдержки не менее 7 лет.



На рисунке 4 показано тепловыделение отобранных ОТВС, из которых будет получена после переработки первая партия БСС на захоронение в 2050 году.

## 5. Заключение

Прогнозирование тепловых характеристик БСС является актуальной задачей в разрезе проблематики их захоронения и соответствия критериям приемлемости. Для достижения требуемых параметров по тепловыделению к моменту захоронения БСС один из подходов – целевой отбор ОТВС на переработку. Разработанный алгоритм позволяет проводить прогнозирование тепловыделения ОТВС/БСС к моменту загрузки в ПГЗРО, а также учитывать критерии приемлемости при захоронении и изменения в сценарных данных работы ПГЗРО и ОДЦ ГХК, что позволяет довольно гибко подходить к вопросу формирования партий на переработку ОЯТ.

Исследования в этой области должны быть продолжены, так как для управления тепловым режимом ПГЗРО необходимо также рассмотреть варианты, при которых возможно достижение равномерного тепловыделения всех упаковок БСС к заданному моменту времени, например, закрытию ПГЗРО. Отдельно стоит вопрос учета неопределенностей (выгорания, времени облучения, режимом облучения и т.д.), которые тоже необходимо учитывать при анализе.

## Литература

1. Постановление Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. N 1069 г. Москва "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. Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения: НП-093-14: утв. Приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 15 декабря 2014 г. № 572.
3. Блохин П. А., Дорофеев А. Н., Линге И. И., Меркулов И. А., Сеелев И. Н., Тихомиров Д. В., Уткин С. С., Хаперская А. В. О возможностях управления характеристиками боросиликатного стекла при переработке ОЯТ ВВЭР-1000 на ОДЦ «ГХК» // Радиоактивные отходы 2019 № 2 (7) С 49—57 DOI: 10.25283/2587-9707-2019-2-49-57.
4. Колобашкин В. М., Рубцов П. М., Ружанский П. А., Сидоренко В. Д. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: Справочник. — М.: Энергоатомиздат, 1983. РБ-093.
5. Радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива водо-водяных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных: утв. Приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 26 марта 2014 г. № 119.
6. Блохин А. И., Блохин П. А., Сипачев И. В. Возможности расчетного кода TRACT для решения задач характеризации радионуклидного состава РАО и ОЯТ // Радиоактивные отходы. — 2018. — № 2 (3). — С. 95—104.
7. Официальный сайт Python 3.7.4 documentation [Электронный ресурс]. URL: <https://docs.python.org/3/> (дата обращения: 28.04.2019).
8. Официальный сайт Anaconda Distribution [Электронный ресурс]. URL: <https://www.anaconda.com/> (дата обращения: 28.04.2019).
9. Официальный сайт Scipy documentation [Электронный ресурс]. URL: <https://scipy.org/docs.html> (дата обращения: 07.05.2019).

# Расчётный анализ влияния пространственного разрешения метеорологической и результирующей расчетных сеток на моделируемые дозы облучения при атмосферном переносе РВ

*Карпова Е.В., студент 4 курса НИЯУ МИФИ*

*Научный руководитель: к.т.н., науч.сотр., и.о. зав.отд. ИБРАЭ РАН Киселёв А.А.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 276-20-00 доб.456, эл. почта: katekarpova97@gmail.com

## 1. Введение

В настоящее время наиболее современным подходом к моделированию возможных радиологических последствий для населения за счет атмосферного переноса радиоактивных веществ в региональном масштабе является применение численных моделей прогнозирования погоды и моделей атмосферного переноса, позволяющих учитывать пространственно-неоднородные метеорологические поля. К таким моделям относятся гаусс-пуфф, лагранжевы и эйлеровы модели. В ИБРАЭ РАН для этих задач разработан и применяется код НОСТРАДАМУС, основанный на лагранжевой стохастической модели атмосферной дисперсии. Этот код позволяет проводить расчеты доз облучения населения с использованием метеорологических полей высокого пространственно-временного разрешения. Для задач обеспечения расчетов метеорологическими данными применяется модель WRF с ядром ARF, позволяющая давать прогноз метеорологических параметров до 2 суток вперед. Применение модели предполагает использование технологии вложенных сеток для получения высокого пространственного разрешения. Текущая практика реализует последовательный переход от 50-км сетки, предоставляемой GFS, сначала к 18-км сетке, потом к 6-км и, в итоге, к 2-км. Эти переходы ресурсоёмки и сопряжены с работой с большими объемами данных. Еще одним параметром, существенно влияющим на скорость выполнения расчетов, является шаг результирующей сетки в коде НОСТРАДАМУС. Выбор шага характеризует область усредняемых концентраций и, соответственно, влияет на прогнозируемые дозы облучения. В тоже время, скорость проведения расчётов является ключевым фактором как в задачах прогноза в случае аварийных ситуаций, так и при проведении многовариантных расчетов в обоснование безопасности в силу большого количества метеорологических сценариев. Поэтому в рамках настоящей работы представлены результаты расчетного анализа влияния пространственного разрешения расчетных сеток на конечный результат для одного метеорологического сценария. Моделировалась прогнозируемая эффективная доза для двух реперных сценариев развития гипотетической аварии на АЭС с РУ ВВЭР-1000, характеризующиеся разными длительностями аварийного выброса (~ 1 часа и ~ 1 суток), с шагом сетки метеорологического прогноза 2, 6 и 18 км. Метеорологические поля были подготовлены для временного диапазона (10.08.2018) на основе ранее рассчитанных в ИБРАЭ РАН многолетних полей для территории Томской области с пространственными разрешениями 2, 6, 18 км. При этом положение источника выброса бралось в центре расчетной области и не коррелируется с конкретным объектом использования атомной энергии.

## 2. Материалы и методы

Как было ранее отмечено, для проведения численного эксперимента применялся аттестованный код НОСТРАДАМУС (регистрационный номер паспорта аттестации 158 от 28.03.2003), реализующий лагранжеву стохастическую модель атмосферной дисперсии, дополненную моделями оценки доз облучения населения. Код предназначен для оперативного прогнозирования параметров радиационной обстановки при выбросах радиоактивных веществ в атмосферу как в ближней, так и в дальней зоне ЯРОО, и может использоваться для поддержки принятия решений в реальном времени на начальной, острой фазе радиационной аварии. Код дополнен модулями, обеспечивающими возможность проведения многовариантных расчетов для анализа возможных радиологических последствий тяжелых аварий на АЭС с ВВЭР для задач обоснования безопасности. Оценка дозы основывается на моделировании плотности поверхностных выпадений радионуклидов, объёмной активности и проинтегрированной по времени концентрации (TIC), которые пересчитываются в дозы с использованием дозовых коэффициентов [1], [2].

В качестве исходных данных для кода НОСТРАДАМУС использовались данные об источнике выброса, включая:

- карты категорий землепользования и рельефа, полученные на основе данных MODIS [3] и SRTM [4].
- радионуклидный состав выброса, активность радионуклидов в выбросе, динамику выброса, осреднённую по временным интервалам, и физико-химические свойства радиоактивных газов и аэрозолей, характеризующие распространение в атмосфере;
- пространственно-временные поля скорости ветра, коэффициентов турбулентной диффузии и осадков, полученные на основе повторного анализа или прогноза.

Для моделирования в качестве пилотной площадки была взята территория Томской области, поскольку для нее существуют готовые базы метеорологических данных, необходимые и достаточные для выполнения расчетов. На рисунке 1 представлена карта типов подстилающей поверхности для рассматриваемой территории, полученная по данным MODIS [3].

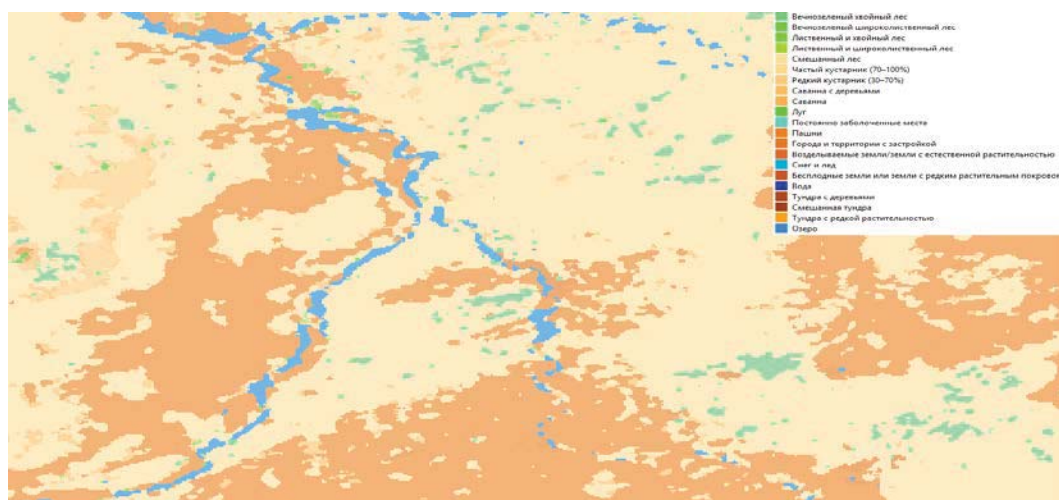


Рис. 1. Карта распределения типов подстилающей поверхности для территории томской области [3], [4]

В качестве источника атмосферного выброса были выбраны результаты моделирования двух сценариев развития тяжелых запроектных аварий с плавлением топлива, полученные с использованием кода СОКРАТ:

- НВАЭС Большая течь первого контура;
- НВАЭС БВ Обесточивание после плановой перегрузки.

При моделировании атмосферного переноса учитывалась динамика выброса, осредненная по часовым интервалам. Суммарный радионуклидный состав, используемый в расчетах, представлен в таблице 1.

Таблица 1. Интегральный радионуклидный состав атмосферного выброса для двух рассматриваемых сценариев

| Нуклид                        |                        | Cs-134   | Cs-137   | I-131    | I-132    | Te-127   | Te-127m  | Te-129   | Te-132   |
|-------------------------------|------------------------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|
| Мгновенный выброс (t=2400 с)  | Актив-<br>ность,<br>Бк | 9,80E+12 | 7,96E+12 | 2,31E+14 | 3,37E+14 | 1,43E+13 | 1,34E+12 | 3,51E+13 | 2,63E+14 |
| Длительный выброс (t=75600 с) |                        | 9,14E+16 | 1,61E+17 | 1,61E+17 | 1,41E+16 | 4,12E+15 | 3,62E+15 | 8,34E+15 | 1,41E+16 |

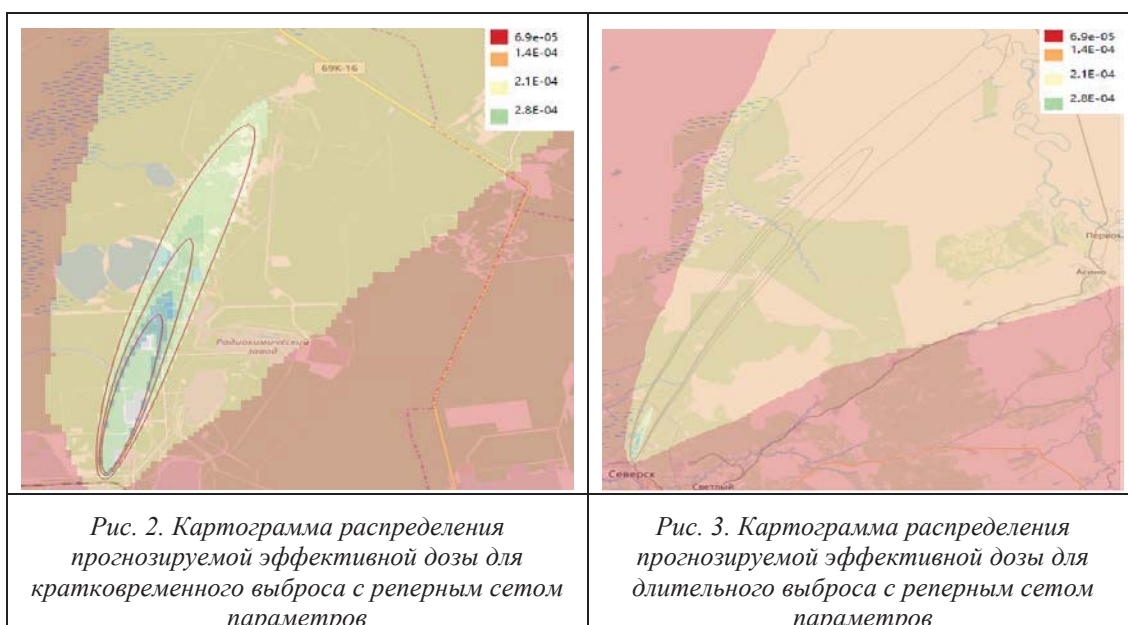
Для проведения исследования была подготовлена матрица моделируемых сценариев (2\*3\*7), включающая 2 типа выбросов с тремя различными пространственными разрешениями метеорологических полей (2, 6 и 18 км) и 7-ю шагами результирующей сетки кода НОСТРАДАМУС 0.1 км, 0.2 км, 0.4 км, 0.8 км, 1.0 км, 1.5 км, 2.0 км.

В качестве реперного сета параметров (сценарии, результаты моделирования которых были взяты за основу при построении критериев качества) использовался длительный и кратковременный выброс с пространственным разрешением по метеорологии 2 км и шагом по сетке кода НОСТРАДАМУС 0.1 км.

Были проведены расчеты критериев BIAS, коэффициента корреляции Пирсона, фактора-2, фактора-5 и среднего квадратичного отклонения NMSE. Анализ показал, что самым информативным критерием для данной задачи является NMSE. В качестве приемлемого значения в соответствии с данными работы [5], было выбрано значение 0.5.

### 3. Результаты

Подготовлена и выполнена серия расчетов прогнозируемой эффективной дозы в соответствии с подготовленной матрицей сценариев. Результаты расчета пространственного распределения для реперного сета параметров для кратковременного и длительного источников представлены на рисунках 2 и 3 соответственно.



На основе этого, для данного региона были проведены расчёты в соответствии с матрицей моделируемых сценариев. Расчеты с реперным сетом параметров были сопоставлены со сценариями с пространственным разрешением 6 и 18 км и шагом результирующей сетки кода НОСТРАДАМУС 0.4 км, 0.8 км, 1.0 км и 2.0 км соответственно для каждого из рассматриваемых сценариев.

На рисунках 4а и 4б представлены результаты расчета зависимости среднего квадратичного отклонения NMSE от расстояния от источника для сетки метеорологического прогноза 6 км. Также для сравнения на рисунках обозначено наилучшее значение. Из графиков видно, что выбор результирующей сетки для кода НОСТРАДАМУС оказывает существенное влияние на расстояниях менее 4 h, где h – шаг результирующей сетки. Применение разреженных сеток метеорологического прогноза позволяет получить приемлемые результаты на расстояниях за пределами 20 км (25 км для 18 км сетки метеорологического прогноза).

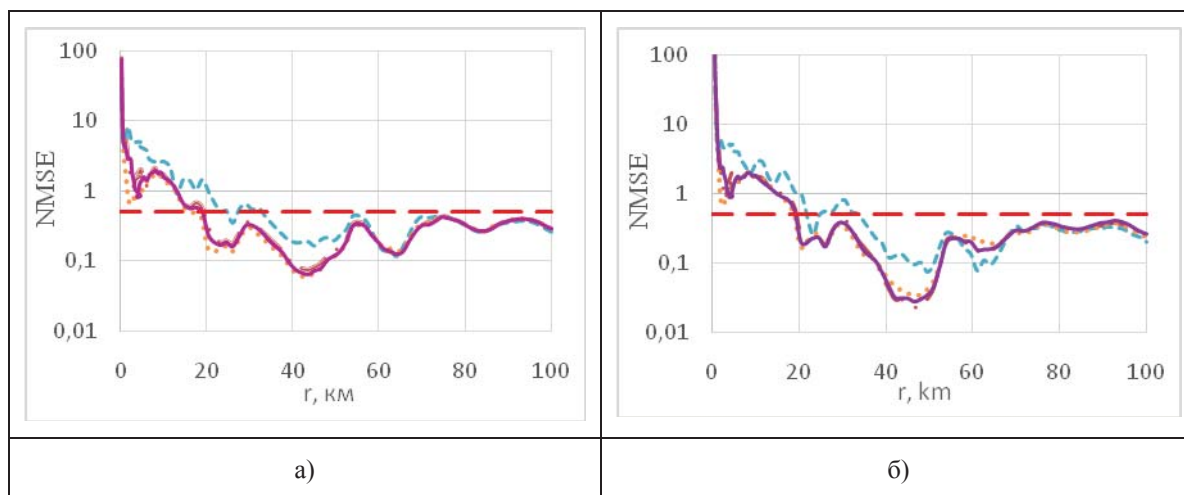


Рис. 4. Зависимость критерия NMSE между результатами прогноза, полученных с 6-ти километровый метеорологией относительно расчета с реперным сетом параметров, для кратковременного (а) и длительного (б) выбросов в зависимости от расстояния от источника с шагом результирующей сетки 0.4 км (•••), 0.8 км (—), 1 км (—•—), 2 км (---) и наилучшее значение (— — —)

#### 4. Заключение

В рамках настоящей работы проведена серия численных экспериментов по моделированию параметров радиационной обстановки с использованием 42 наборов исходных данных, включающих различные пространственные разрешения сеток метеорологического и радиологического прогнозов. Расчеты проводились с использованием кода НОСТРАДАМУС и полученных с помощью модели WRF метеорологических полей для Томской области. Рассматривались сетки радиологического прогноза с разрешениями 0.1 км, 0.2 км, 0.4 км, 0.8 км, 1.0 км, 1.5 км, 2.0 км и метеорологического прогноза с разрешениями 2 км, 6 км и 18 км для кратковременного и длительного сценариев аварийных выбросов. В результате проведенной работы получено, что наиболее чувствительным параметром для данной задачи оказался критерий NMSE.

На основе построенных графиков зависимости критерия NMSE можно сделать вывод, что при выборе сетки радиологического прогноза имеет место фактор 4, т.е. результаты моделирования, представленные на расстояниях менее 4 размеров расчетной сетки не представительны. Для решения этой проблемы в коде НОСТРАДАМУС реализована радиальная сетка, однако ее учет требует проведения дополнительного расчета. Одним из способов модернизации кода для исключения повторных вычислений представляется применение неструктурированных сеток с характерными численными параметрами, полученными в рамках данной работы. С точки зрения влияния сетки метеорологического прогноза оказалось, что приемлемые результаты при разрежении разрешения сетки могут быть получены только на расстояниях 20 км для сетки метеорологического прогноза с разрешением 6 км и 25 км для сетки метеорологического прогноза с разрешением 18 км. Эти характеристики могут быть в дальнейшем использованы для оптимизации вычислительной процедуры, например, с использованием технологии вложенных сеток для кода НОСТРАДАМУС.

#### Литература

1. Арутюнян Р.В. и др. «Константное обеспечение для расчёта доз облучения населения. Обзор.» //Радиация и риск. – 2018. – Т. 27. – №. 3. – С. 91-103с
2. Арутюнян Р.В. и др. «Об использовании дозовых коэффициентов в программных комплексах оценки и прогнозирования радиационной обстановки при аварийных ситуациях» //Радиация и риск. – 2019. – Т. 28. – №. 1. – С. 92-102.
3. Chapter 3: WRF Preprocessing System (WPS), Selecting Between USGS and MODIS-based Land Use Classifications
4. Shuttle Radar Topography Mission, Naval Academy 2014
5. L. Patryl, D. Galeriu «Показатели статистических измерений – сравнение моделей», СЕА 2011.

# Расширенная модель нейтронно-физического модуля кода ЕВКЛИД/V1 для расчета активной зоны РУ БРЕСТ-ОД-300 при разрыве трубок парогенератора

Колташев Д.А., м.н.с. ИБРАЭ РАН

Научные руководители: д.ф.-м.н., зам.директора ИБРАЭ РАН Стрижов В.Ф.,  
к.ф.-м.н., зав.лаб. ИБРАЭ РАН Митенкова Е.Ф.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-22-02, эл. почта: kda@ibrae.ac.ru

## 1. Введение

Важное место при обосновании безопасности проектируемых реакторных установок с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем занимает расчётное моделирование режимов, связанных с возникновением разрывов трубок парогенератора. В реакторных установках со свинцовым теплоносителем в результате разрыва в первый контур поступает водяной пар из второго контура, что обуславливает необходимость исследования транспорта пара [1]. Попадание водяного пара в активную зону может существенно повлиять на нейтронно-физические характеристики реактора за счёт температурно-плотностных обратных связей. Таким образом, требуется проведение связанных расчётов с использованием теплогидравлических и нейтронно-физических кодов.

Стандартная модель, ранее реализованная в коде ЕВКЛИД/V1, включала учет обратных связей, обусловленных изменением только плотности теплоносителя. Для более детального исследования режимов, вызванных разрывом трубок парогенераторов, предлагается расширенная модель, позволяющая учитывать изменение нуклидного состава материалов расчетных ячеек, вызванное попаданием пара в активную зону.

С использованием кода ЕВКЛИД/V1 проведены тестовые расчеты модельной задачи на базе РУ БРЕСТ-ОД-300 для исследования влияния теплогидравлических параметров, таких как плотность и объемная доля водяного пара, на нейтронно-физические характеристики реакторной установки.

## 2. Описание моделей нейтронно-физического модуля

Расчетная модель в нейтронно-физическом модуле кода ЕВКЛИД/V1 состоит из ячеек с гомогенизированными материалами [2]. При проведении реакторных расчетов каждая ТВС разбивается на аксиальные ячейки, при этом материалы топлива, теплоносителя и конструкционные материалы внутри каждой ячейки гомогенизируются. Пользователем задаются нуклидные составы материалов ячеек при начальном значении плотности теплоносителя и нулевом значении объемной доли водяного пара. При попадании пара в расчетную ячейку требуется определить гомогенные концентрации нуклидов теплоносителя, а также концентрации кислорода и водорода в ячейке с учетом новых значений теплогидравлических характеристик. Из теплогидравлического модуля в нейтронно-физический передаются значения необходимых для нейтронно-физического расчета теплогидравлических параметров – плотности свинца  $\rho_f$  и водяного пара  $\rho_g$ , объемной доли водяного пара  $\varphi$ . С учетом полученных значений рассчитываются ядерные концентрации кислорода ( $n_O$ ) и водорода ( $n_H$ ) в ячейке:

$$n_O = \frac{\varphi \rho_g}{\mu t}, n_H = 2n_O$$

, где  $t$  – атомная единица массы,  $\mu$  – молярная масса воды.

Ядерная концентрация свинца рассчитывается с учётом объемной доли водяного пара и заданной пользователем концентрации  $n_{Pb}^0$  при начальных условиях:

$$n_{Pb} = (1 - \varphi)n_{Pb}^0$$



Расчитанные концентрации используются при подготовке нейтронно-физических констант для корректного учета в интегральных расчётах обратных связей по плотности теплоносителя, водяного пара и объёмному газосодержанию.

В инженерных расчетах с использованием кода ЕВКЛИД/V1 применяется подход, основанный на интерполяции данных с использованием предварительно подготовленных сечений. Для этого используются фиксированные значения теплогидравлических параметров, обеспечивающих формирование расчетных сеток. В процессе расчета значения в узлах сетки используются для интерполяции нейтронно-физических констант для соответствующих значений теплогидравлических характеристик.

В коде ЕВКЛИД/V1 для интерполяции констант используется линейная аппроксимация и полиномиальная аппроксимация, осуществляемая с помощью программы RESEAU. В стандартной модели набор параметров сетки включает плотность и температуру теплоносителя, а также температуру топлива и конструкционных материалов. В расширенной модели предлагается включение объёмного газосодержания и плотности водяного пара в набор параметров, с учетом которых формируются константы.

### 3. Описание расчетной модели

Расчётная модель РУ БРЕСТ-ОД-300 включает активную зону вместе с нижним, верхним и боковыми отражателями, а также первый контур реакторной установки. Поскольку анализируется влияние учета транспорта пара в активной зоне реактора, в теплогидравлических расчетах рассматривается упрощенная модель первого контура (рис. 1), которая позволяет получить распределение температуры и плотности теплоносителя в активной зоне близкое к эксплуатационным параметрам реактора.

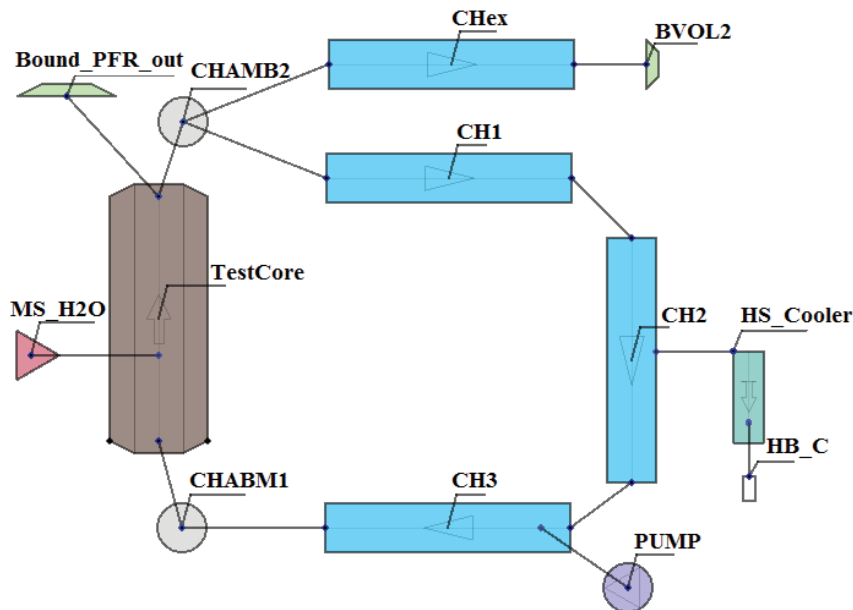


Рис.1. Нодализация схема расчётной модели

Основным элементом нодализации схемы является активная зона (TestCore), которая соединяется с камерами, расположенными под (CHAMB1) и над (CHAMB2) активной зоной. Для моделирования системы пассивной обратной связи на выходе из каналов системы задается граничное условие (Bound\_PFT\_out). Модель первого контура РУ состоит из трех соединенных последовательно каналов (CH1, CH2, CH3). Связь канала CH2 с теплопроводящей структурой (HS\_Cooler) и граничным условием (HB\_C) используется для моделирования охлаждения теплоносителя в парогенераторе. К каналу CH3 присоединяется элемент (PUMP), моделирующий главный циркуляционный насос. Газовая полость реактора моделируется с помощью канала (CHex) с заданием граничных условий (BVOL2) по

давлению. Попадание пара в активную зону реактора моделируется за счет присоединения источника пара (MS\_H2O) к нижней части центрального канала активной зоны.

Для стационарного состояния реактора на номинальном уровне мощности моделируется режим, вызванный попаданием водяного пара в активную зону реактора. При этом расход водяного пара в начальный момент кратковременно увеличивается, а затем уменьшается до нуля. Рассматриваются два варианта, отличающихся значением массового расхода пара, достигающего 0,01 и 0,07 кг/с для вариантов 1 и 2, соответственно.

Газосодержание в центральной части активной зоны для вариантов 1 и 2 достигает 10 (рис. 2а) и 90% (рис. 2б), соответственно. Существенно различающиеся значения газосодержания в ячейке обуславливают различие макросечений реакций, что позволяет апробировать расширенную модель учёта транспорта пара в активной зоне в широком диапазоне параметров.

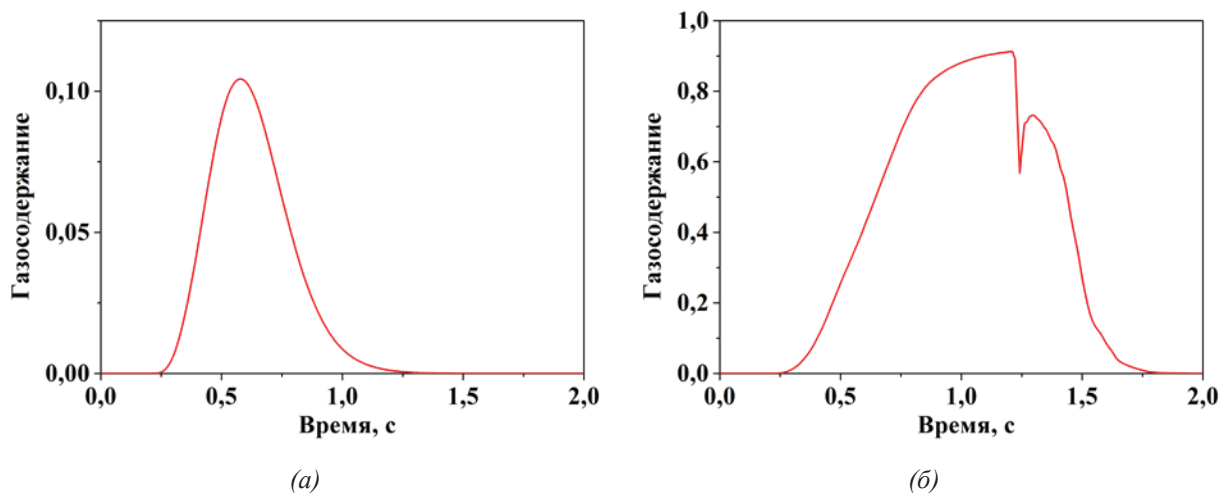


Рис.2. Зависимость объемного газосодержания от времени в расчетах вариантов 1 (а) и 2 (б)

## 4. Результаты тестовых расчетов

В расчетах каждого варианта применяется стандартная и расширенная модели учета транспорта пара. Анализируются значения реактивности для вариантов 1 (рис. 3а) и 2 (рис. 3б). Для стандартной модели наблюдаются положительные значения реактивности при прохождении водяного пара через активную зону, что может быть обусловлено особенностями алгоритма подготовки нейтронно-физических констант. Использование расширенной модели приводит к отрицательным значениям реактивности, при этом в варианте 2 значения модуля реактивности на порядок превосходят значения в варианте 1.

При использовании стандартной модели наблюдается незначительное (до 5%) изменение полной мощности для вариантов 1 (рис. 4а) и 2 (рис. 4б), вызванное исключительно плотностным эффектом. В расчетах с расширенной моделью наблюдается снижение мощности, которое оказывается сильно зависящим от газосодержания (до 40% для варианта 2).

## 5. Заключение

Описана расширенная модель учёта транспорта водяного пара в активной зоне РУ БРЕСТ-ОД-300. Модель предполагает учёт в нейтронно-физических расчётах обратных связей по плотности теплоносителя, плотности водяного пара и объёмному газосодержанию, что обеспечивает выполнение связного расчёта «нейтроника-теплогидравлика». Реализация предлагаемой модели включает изменения нейтронно-физического модуля кода ЕВКЛИД/V1 и программы PrepareConst, используемой для подготовки констант.

Показано существенное влияние изменения материального состава ячеек на результаты расчетов режимов, вызванных попаданием водяного пара в активную зону, для модельной задачи на базе реакторной установки БРЕСТ-ОД-300.

Результаты модельных расчетов РУ БРЕСТ-ОД-300 с учетом транспорта водяного пара при разрыве трубок парогенератора обуславливают проведение дополнительных исследований на основе связанных расчетов с использованием прецизионных нейтронно-физических и теплогидравлических кодов [3, 4].

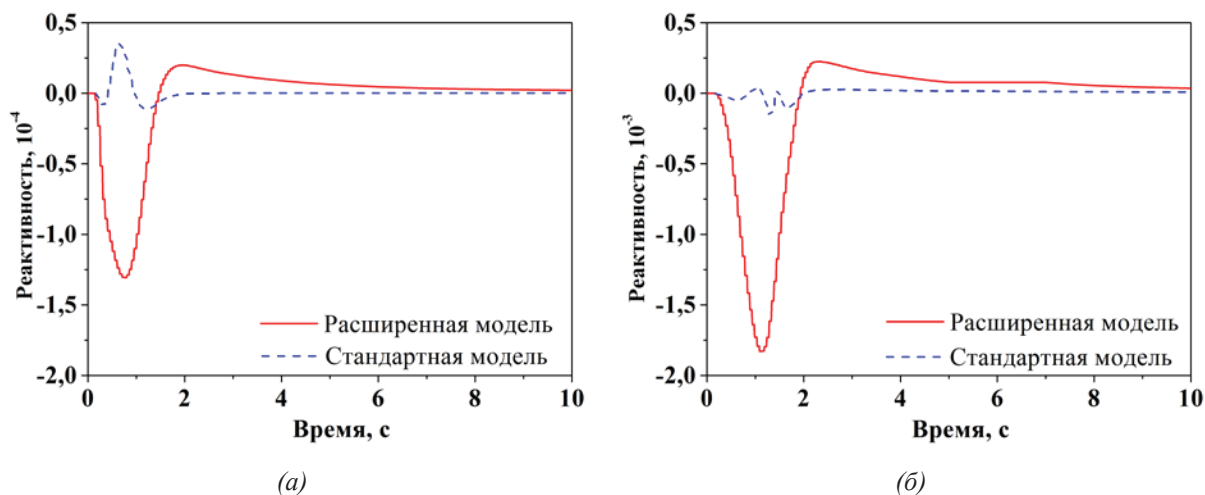


Рис.3. Зависимость реактивности от времени в расчетах вариантов 1 (а) и 2 (б)

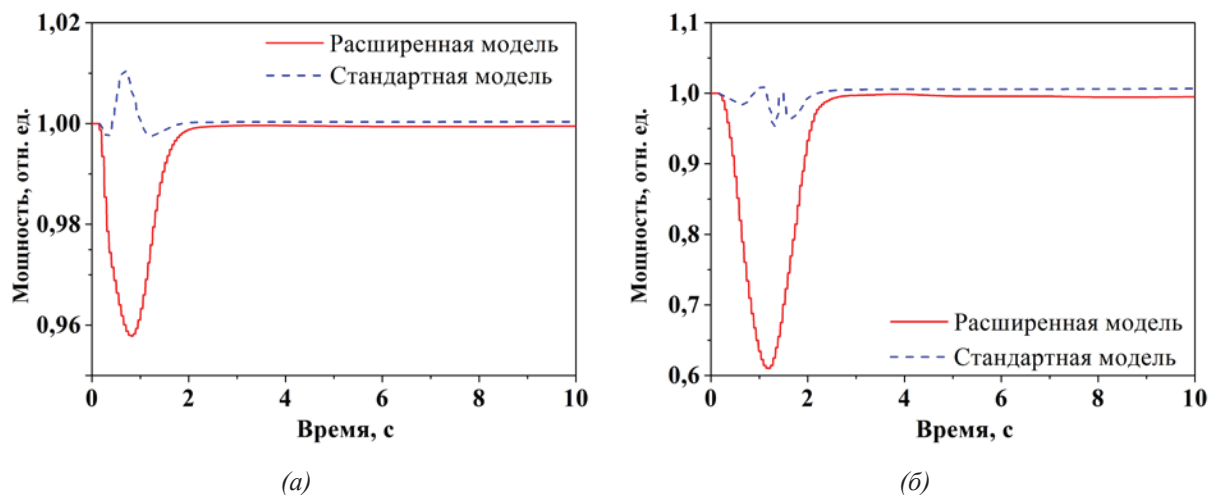


Рис.4. Зависимость полной мощности реактора от времени в расчетах вариантов 1 (а) и 2 (б)

## Литература

1. Jeltsov M., Villanueva W., Kudinov P. Steam generator leakage in lead cooled fast reactors: Modelling of void transport to the core. — Nuclear Engineering and Design, 2018, №328, p. 255—265
2. Колташев Д. А., Мосунова Н. А., Селезнёв Е. Ф., Шершов А. В. Моделирование стационарных и нестационарных режимов работы реакторной установки на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем по коду ЕВКЛИД/V1 / Сборник тезисов докладов 13-й Международной научнопрактической конференции по атомной энергетике «Безопасность, эффективность, ресурс». — г. Севастополь, Оргкомитет МНПК АЭ-2017. с. 110—111.
3. Колташев Д.А., Митенкова Е.Ф. Особенности связанных расчетов на базе кодов MCU и HYDRA-IBRAE для систем с сильной пространственной и плотностной гетерогенностью. — Известия РАН. Энергетика, 2017, вып. 1, с. 149—163.
4. Колташев Д.А., Митенкова Е.Ф. Разработка согласованной модели в прецизионных расчетах «нейтроника-теплогидравлика» с использованием CFD кодов. — Атомная энергия, 2018, том 125, вып. 2, с. 125—127.

# Модель поведения жидких включений в соляных породах при высоких градиентах температуры

*Корчагина О. О., аспирант ИБРАЭ РАН*

*Научный руководитель: к. ф.-м. н., доц. Аветисян А. Р.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта:ok@ibrae.ac..ru

## 1. Введение

Проблема захоронения радиоактивных отходов (РАО) является фундаментальной задачей современной атомной энергетики. В настоящее время одним из перспективных способов, который может обеспечить длительную изоляцию РАО от биосферы, считается создание хранилищ в глубоко залегающих геологических формациях. Учитывая необходимость обеспечения длительной изоляции РАО в масштабах сотен тысяч лет, основным надежным барьером на пути распространения радионуклидов в окружающую среду будет служить сама геологическая формация. В связи с этим к породам, предназначенным для организации хранилища РАО, должны предъявляться особые требования: широкое региональное распространение, стабильность как геологического тела в течение длительного времени, низкая проницаемость для возможных процессов миграции различных форм захораниваемых отходов. Таким требованиям вполне отвечают залежи каменной соли (галиты). Соляные отложения являются широко распространенными геологическими формациями и стабильно существуют в течение длительного времени. Преимуществами захоронений в галитах (по сравнению с глинистыми или скальными породами) является отсутствие грунтовых вод, а также способность к быстрому “залечиванию” трещин и разломов. Известно, что природные залежи каменной соли содержат в себе жидкие и газово-жидкие включения. Наличие градиентов температур вблизи захоронений РАО может приводить к тому, что данные включения будут двигаться в направлении источника тепла. При достижении пузырьками границы полости, содержащей РАО, рассол будет попадать в полость и, накапливаясь, вызывать разрушение инженерного барьера хранилища. Данная работа посвящена рассмотрению и моделированию поведения жидких включений в монокристалле соляных пород при высоких градиентах температуры.

Основной механизм миграции жидких включений в поле градиента температуры заключается в том, что на горячей стенке включения концентрация соли ниже равновесной, а на холодной выше, следовательно на горячей стенке происходит растворение соли, а на холодной кристаллизация, таким образом происходит миграция жидкого включения под действием градиента температуры.

## 2. Поведение жидких включений

В данной работе рассматриваются включения, которые имеют начальный размер 5-150 мкм, так как согласно эксперименту [1] включения  $> 200$  мкм ведут себя неустойчиво в поле градиента температуры. Поведение жидких пузырьков при этих условиях имеет два характерных периода: переходный период и установившейся. В переходном периоде для пузырей наблюдается изменение скорости (как правило увеличение) и изменение объема и формы (включения уплощаются в направлении перпендикулярном градиенту температуры (Рис. 1.)). Изменения размера включения является следствием того, что под действием градиента температуры грани включения начинают двигаться с разной скоростью. В установившемся периоде у пузырьков наблюдается постоянная скорость и размер. Следует отметить, что размер, соответствующий направлению градиента температуры, у всех включений одинаковый  $L = 8$  мкм. Так же в установившемся периоде у пузырьков наблюдается критический размер в направлении перпендикулярном градиенту температуры (в изотермическом направлении)  $X = 10$  мкм (Рис. 1), ниже которого миграция пузырька прекращается.

Экспериментальные данные [1] показывают, что скорости граней включения различаются, поэтому следует рассматривать динамику каждой грани, а не включения в целом [1]. Скорость любой грани включения можно выразить следующим образом:

$$V = -J / C_s \quad (1)$$

где  $J$  – нормальный поток соли к поверхности,  $C_s$  – молярная концентрация соли в твердом теле.

Нормальный поток соли к поверхности выражается как:

$$J = -D(\nabla C_l + \sigma C_l \nabla T) \quad (2)$$

где  $D$  – коэффициент диффузии соли в рассоле,  $C_l$  – концентрация соли в рассоле,  $\sigma$  – коэффициент Соре.

Химический потенциал соли в жидкости на  $i$  – ой грани:

$$\mu_i(i) = \mu_{0l}(i) + \bar{V}_l P_l + RT_i \ln fN(i) \quad (3)$$

$\mu_{0l}(i)$  – величина, зависящая только от температуры,  $\bar{V}_l$  – парциальный молярный объем,  $f$  – коэффициент активности соли в рассоле.

Химический потенциал соли в твердом теле:

$$\mu_s(i) = \mu_{0s}(i) + \bar{V}_s P_s(i) \quad (4)$$

Предположение о механическом равновесии позволяет написать следующее выражение для  $i$  – ой грани включения:

$$P_l = P_s(i) + \gamma_i \left. \frac{dA}{dV} \right|_i \quad (5)$$

$\gamma_i$  – коэффициент поверхностного натяжения на  $i$  – ой грани,  $A$  – общая площадь поверхности капли,  $V$  – объем жидкости.

Связь между химическими потенциалами на  $i$  – ой грани выглядит следующим образом :

$$\mu_l(i) = \mu_s(i) - K(i) \quad (6)$$

где  $K(i)$  – изменение химического потенциала на жидко-твердой поверхности раздела  $i$  – ой грани, для грани, на которой происходит растворение  $K = K_D$ , для грани кристаллизации  $K = -K_S$ .

Используя (3)–(6), можно получить атомную долю соли в жидкости в зависимости от температуры, давления, поверхностного натяжения и отклонения от равновесия, вызванного поверхностной кинетикой.

$$RT_i \ln fN(i) = [\mu_{0s}(i) - \mu_{0l}(i)] + (\bar{V}_s - \bar{V}_l) P_l - \gamma_i \bar{V}_s \left. \frac{dA}{dV} \right|_i - K(i) \quad (7)$$

Из (7) для разницы концентраций получается следующее выражение:

$$C(i) - C(j) = C_l \left[ \frac{K(j) - K(i)}{RT} - \frac{\bar{V}_s \gamma}{RT} * \left( \frac{dA}{dV} \Big|_i - \frac{dA}{dV} \Big|_j \right) + \frac{\partial \ln C_E}{\partial T} (T_i - T_j) \right] \quad (8)$$

где  $C_E$  – равновесная растворимость соли в рассоле.

Формула [8] является основной формулой, полученной в работе [1], из которой можно получить скорость установившегося движения капли и формулу изменения объема капли.

### 3. Модель коалесценции

В поведении мигрирующих жидких включений была обнаружена следующая особенность: в установившемся периоде среди включений наблюдается явление коалесценции. Как упомянуто выше, в установившемся периоде пузырьки имеют постоянную скорость и размер, причем величина скорости зависит от размера капли: чем больше капля, тем с большей скоростью она мигрирует. В результате получается, что большие включения догоняют маленькие, объединяются и двигаются дальше с большей скоростью [2]. При дальнейшем изучении этого процесса было установлено, что такое явление среди жидких включений осуществляется только при больших градиентах температуры, примерно  $\nabla T = 20$  град/см.

Для моделирования коалесценции была построена двумерная модель движения пузырьков: моделировался образец размером 1мм × 1мм, в нем случайным образом размещались включения произвольным размером по  $X$  и фиксированным по  $Y, L = 8$  мкм [1], количество пузырьков определялось из пористости породы 2-3%, для скорости использовалась формула, следующая из (1), (2),

(8) и из условия  $\frac{dA}{dV} \Big|_H = \frac{dA}{dV} \Big|_C$  :

$$V = D \frac{C_l}{C_s} \left[ \left( \frac{1}{C_E} \frac{\partial C_E}{\partial T} + \sigma \right) G_l - \frac{K_D + K_S}{(RT)L} \right] \quad (9)$$

где  $G_l = \frac{X}{L} \nabla T$  – тепловой градиент в рассоле, а значения остальных величин берутся согласно [1].

Все включения двигались со скоростью согласно (9), большие капельки догоняли маленькие, объединялись и двигались дальше с большей скоростью. Если в начальный момент времени имелось 62 включения, через 100 секунд их становилось на 4-6 меньше. Форма капли изменялась по принципу сохранения объема и минимальной площади соприкосновения с окружающей породой (прямоугольник превращался в квадрат). Зависимость скорости капли от ее размера  $X$  построена на Рис. 2. И совпадает с экспериментальными данными.

### 4. Заключение

Рассмотрены особенности движения жидких включений в соляных породах. Получена двумерная модель движения жидких включений конечных размеров с учетом процесса коалесценции в монокристалле соли. Произведено сравнение результатов, полученных из двумерной модели движения включений, с экспериментальными данными. Установлено, что двумерная модель хорошо описывает реальное движение жидких включений в монокристалле каменной соли.

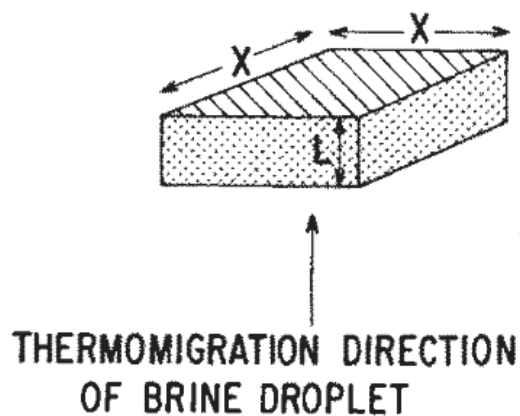


Рис. 1. Изменение формы включения

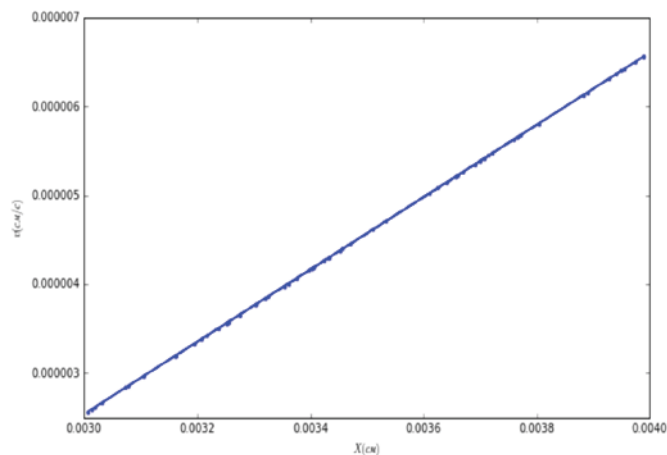


Рис. 2. Зависимость скорости капли от размера  $X$

## Литература

1. T. R. Anthony, H. E. Cline, "Thermal migration of liquid droplets through solid", Journal of Applied Physics 42, 3380-3387 (1971).
2. Thomas H. Pigford, "Migration of brine inclusions in salt, Nuclear Technology", Vol.56, 93-101, January (1982).
3. Я. Е. Гегузин, А. С. Дзюба и В. С. Кружанов, "Исследование поведения жидких включений в кристалле в поле температурного градиента", Кристаллография стр. 383- 390, (1975).

# Верификация методов моделирования течений с низкими числами Прандтля в пакете программ Логос

*Крутякова О.Л., Курулин В.В., Денисова О.В., Мелешкин Н.В., Сизова М.А.*

ФГУП «РФЯЦ - ВНИИЭФ», Нижегородская обл., г. Саров

тел: (831)-302-75-15(1117), эл.почта: \_smile\_91@mail.ru

## 1. Введение

Одним из сложных и интересных классов задач вычислительной гидродинамики является моделирование турбулентного течения жидкометаллических теплоносителей (ЖМТ) [1] с низкими числами Прандтля. Такие течения характеризуются зависимостью вязкости и теплопроводности от локальных свойств потока, что в существенной степени осложняет численное моделирование. Данный класс течений получил широкое применение в атомной энергетике. Так, например, в настоящее время в России и за рубежом ведутся широкие исследования в области проектирования реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическими теплоносителями [2]. Для увеличения срока службы и повышения безопасности действующих и проектируемых реакторных установок требуется детальное исследование происходящих в них процессов теплопереноса. Экспериментальные исследования такого класса течений крайне затруднительны, в силу своей высокотратности, поэтому безальтернативным методом является применение численного моделирования [2,3].

С точки зрения численного моделирования течений с низкими числами Прандтля основной особенностью является учет переноса тепла, как за счет конвективного перемешивания потока, так и за счет молекулярной теплопроводности самого теплоносителя. Интенсивное изменение температуры жидкости за счет большой теплопроводности может быть на том же уровне что и изменение температуры вследствие турбулентного перемешивания [4]. Этот факт определяет достаточно существенную долю тепла, переносимого за счёт молекулярной теплопроводности, и обеспечивает лучшие теплоотводящие свойства жидких металлов. Вследствие чего встает вопрос правильного разрешения турбулентных характеристик [4-6].

## 2. Базис задач валидации течений ЖМТ

В докладе представлен валидационный базис задач течения ЖМТ. Валидационный базис включает задачи течения в каналах различной формы, имеющие надежные экспериментальные, либо численные данные. Одной из задач валидационного базиса является задача о течении в канале, ограниченном двумя плоскими поверхностями [7]. Для данной задачи имеются известные численные данные, полученные путем прямого численного моделирования. Также в базисе представлены задачи о неравномерном охлаждении и нагревании труб с различным видом ЖМТ, имеющие экспериментальные или аналитические данные. Такие задачи носят высокий прикладной характер [8,9] и в достаточной степени могут служить средством анализа турбулентного теплообмена в жидкометаллической среде. К задачам, имеющим высокий прикладной характер, относится эксперимент TEFLU [10], где рассматривается смешение разнотемпературных потоков натрия при различных режимах течения. На задаче перемешивания трех струй натриевого теплоносителя определяются нестационарные характеристики потока, рисунок 1(а), результаты сравниваются с экспериментальными данными [11]. В эксперименте TEGENA рассматривается распределение температуры вблизи обогреваемых труб, обтекаемых потоком натриевого теплоносителя [12]. Также рассматривается задача о течении ртутного теплоносителя в кольцевом канале, в которой важной особенностью является учет закрученности потока, рисунок 1(б), данная задача имеет экспериментальные данные [13].



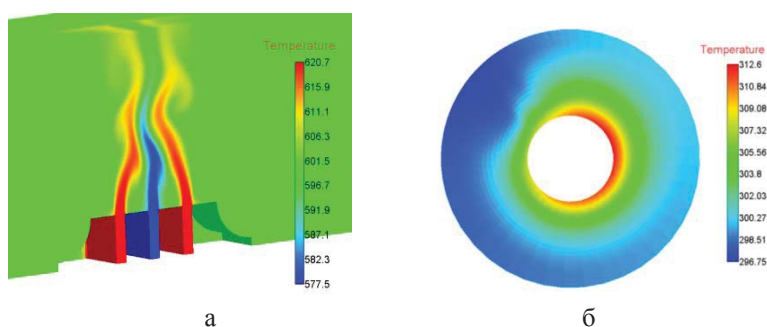


Рис. 1. Результаты моделирования: (а) - перемешивания трех струй натриевого теплоносителя, поле температур, (б) - задачи о течении ртутного теплоносителя в кольцевом канале, поле температур.

В докладе представлены результаты численного моделирования рассматриваемых задач по пакету программ ЛОГОС - отечественный пакет программ инженерного анализа, предназначенный для решения сопряженных трехмерных задач конвективного теплопереноса, аэродинамики, гидродинамики и прочности на высокопараллельных ЭВМ[4,5]. Для моделирования турбулентности используется модель турбулентности SST, а также модель турбулентности EARSM [5], применяемая в случае анизотропных течений и течений вблизи двугранных углов. Для моделирования турбулентного теплообмена используется фиксированное значение турбулентного числа Прандтля. Подход, основанный на идеи об аналогичности процесса переноса импульса и переноса тепла [4,6], вполне применимый для сред с числом Прандтля близким к единице (вода), может приводить к некорректному результату для сред с низкими числами Прандтля (ЖМТ). На задаче о течении в канале показано влияние правильного выбора турбулентного числа Прандтля, в зависимости от молекулярных свойств среды. Результаты моделирования с использованием стандартного значения  $Pr_t=0.9$  сравнивались с результатами моделирования с турбулентным числом Прандтля, вычисленным с использованием эмпирической корреляции Рейнольдса [1,6]. Результаты по остальным задачам базиса представлены с использованием корреляции Рейнольдса.

### 3. Заключение

В докладе представлен минимальный базис задач валидации методов моделирования течений жидкометаллических теплоносителей, характеризующихся низкими числами Прандтля. Базис содержит известные тесты, имеющие надежные экспериментальные, аналитические либо численные данные. Представлены результаты численного моделирования рассматриваемых задач по пакету программ ЛОГОС в рамках RANS моделей турбулентности. Затронут вопрос об уточнении решения путем использования корреляций для определения турбулентного числа Прандтля.

### Литература

1. G. Grotzbach Challenges in simulation and modeling of heat transfer in low-Prandtl number fluids // The 14 th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, NURETH-14. 2011. Toronto, Canada, p. 33.
2. Best Practice Guidelines for the Use of CFD in Nuclear Reactor Safety Applications, Revision, Nuclear Safety NEA/CSNI/R. v.11. 2015. www.oecd-nea.org.
3. Assessment of CFD Codes for Nuclear Reactor Safety Problems, Revision 2. Nuclear Safety NEA/CSNI/R. v.12. 2015. www.oecd-nea.org.
4. А.С. Козелков, А.А. Куркин, В.В. Курулин, М.А. Легчанов, Е.С. Тятюшкина, Ю.А. Циберева Исследование применения RANS моделей турбулентности для расчета неизотермических течений с низкими числами Прандтля //Механика жидкости и газа. 2015. Т. 4. С. 44-58.
5. А.С. Козелков, В.В. Курулин, О.Л. Пучкова, С.В. Лашкин, Моделирование турбулентных течений с использованием алгебраической модели рейнольдсовых напряжений с универсальными пристеночными функциями // Вычислительная механика сплошных сред. 2014. Т.7. № 1. С. 40-51.

6. L. Bricteux, M. Duponcheel, M. Manconi, Y. Bartosiewicz Numerical prediction of turbulent heat transfer at low Prandtl number // Proc. 6th European Thermal Sciences Conference (Eurotherm 2012). France. 2012.
7. H. Abe, H. Kawamura A study of turbulence thermal structure in a channel flow through DNS up to  $Re_{\tau} = 640$  with  $Pr = 0.025$  and  $0.71$  // Proc. of 9th European Turbulence Conference. 2002. P. 399-402.
8. С.И. Ковалев Влияние продольного магнитного поля и термогравитационной конвекции на теплоотдачу при течении жидкого металла // диссертация кандидата технических наук. МЭИ. 1988.
9. В.П. Исаченко, В.А. Осипова, А.С. Сукомел Теплопередача. М.: Энергоиздат, 1981.
10. L. Carteciano, G. Grotzbach Validation of turbulence models in the computer code FLUTAN for a free hot sodium jet in different buoyancy flow regimes // FZKA 6600. 2003.
11. N. Kimura, H. Miyakoshi, H. Kamide Experimental investigation on transfer characteristics of temperature fluctuation from liquid sodium to wall in parallel triple-jet // International Journal of Heat and Mass Transfer. 2007. V. 50. P. 2024–2036.
12. R. Möller TEGENA: Detaillierte experimentelle untersuchungen der temperatur- und geschwindigkeitsverteilungen in stabbündel-geometrien mit turbulenter natriumströmung // KfK 4491. Karlsruhe. Germany. 1989.
13. Л.Г. Генин, С.Г. Крылов, Я.И. Листратов, А.Г. Захаров Исследование полей скорости и температуры в кольцевом канале с винтовым оребрением применительно к созданию тепловыделяющей сборки реактора БРЕСТ-ОД-300 // Инновации в атомной энергетике, сб. докладов конференции молодых специалистов. М.: Изд-во АО «НИКИЭТ». 2015. С. 300-311.

# Разработка инициатив по повышению операционной эффективности содержания в безопасном состоянии объектов ядерного наследия

*Кузнецова Е.О., аспирант 2 года РЭУ им. Г.В. Плеханова, м.н.с. ИБРАЭ РАН*

*Научный руководитель: к.э.н., науч.сотр. ИБРАЭ РАН Ильясов Д.Ф.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-44, эл. почта: kuznetsova@ibrae.ac.ru

## 1. Введение

В ближайшее время в экономике отрасли ожидается значительный рост финансовых обязательств<sup>1</sup>, связанных с поддержанием в безопасном состоянии (ПБС) остановленных ядерно и радиационно опасных объектов (ЯРОО) наследия. Прежде всего, данный прогноз обусловлен тем фактом, что активное развитие атомного энергопромышленного комплекса в СССР приходилось на период 50-70-х годов XX века, а срок полезной эксплуатации объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) составляет, в среднем, 50-60 лет.

По текущим прогнозам, в период 2020-2030 годов ожидается останов до 10 блоков АЭС, до 200 ЯРОО, заполнение 40% пунктов хранения РАО. Большая часть таких объектов создавалась в условиях отсутствия современных требований по завершающим стадиям их жизненного цикла для решения первоочередных задач обороны и промышленности в интересах государства. В связи с этим, отсутствие на сегодняшний день достаточных резервных фондов для обеспечения поддержания объектов «ядерного наследия» в безопасном состоянии и их своевременный вывод из эксплуатации накладывает на эксплуатирующие организации серьезные финансовые обременения. Предприятия вынуждены на протяжении длительного времени (в некоторых случаях до 30 лет) поддерживать в безопасном состоянии свои остановленные объекты, расходуя на мероприятия по данному направлению деятельности до 30-50% средств от общей стоимости ликвидации ЯРОО.

Оценка совокупных затрат предприятий атомной отрасли на поддержание в безопасном состоянии остановленных ядерно и радиационно опасных объектов наследия и пунктов хранения накопленных РАО на момент 2019 года составляет более 10 млрд рублей в год. Источниками финансирования мероприятий по ПБС ЯРОО, как правило, являются собственные средства эксплуатирующих организаций или резервные фонды Госкорпорации «Росатом», формируемые на основе выручки действующего производства, в результате чего часть средств выпадет из цикла реинвестирования в технологическое развитие предприятий, что существенно сказывается на динамике роста показателей эффективности отрасли в целом. Кроме того, затраты на поддержание в безопасном состоянии ЯРОО наследия частично покрываются за счет средств федерального бюджета в рамках выделения государственных субсидий (примерно, 30-40% от фактического объема совокупных затрат).

В условиях ожидаемого высокого роста финансовых обязательств, связанных с затратами на безопасное содержание объектов ядерного наследия, разработка предложений и инициатив по оптимизации операционной деятельности предприятий атомной отрасли в направлении поддержания в безопасном состоянии ЯРОО (без снижения уровня безопасности) является чрезвычайно важной и актуальной задачей.

В настоящей работе описаны основные подходы к разработке и формализации инициатив по повышению операционной эффективности, рассмотрены примеры ключевых инициатив, выявленных в ходе проведения технического и операционного аудита на трех крупнейших предприятиях Госкорпорации «Росатом» в рамках реализации пилотных проектов в 2017-2019 гг.

<sup>1</sup> Федеральный закон от 21 ноября 1995 г. N 170-ФЗ "Об использовании атомной энергии". Статья 35. Эксплуатирующая организация разрабатывает и осуществляет мероприятия по поддержанию безопасности ядерной установки, радиационного источника или пункта хранения, создает при необходимости специальные службы, осуществляющие контроль за безопасностью.

## 2. Общие подходы к формированию инициатив по повышению операционной эффективности

Процесс разработки и формализации инициатив основан на проведении диагностики затрат текущих работ по ПБС ЯРОО наследия и включает в себя 6 основных этапов:

1. Подготовительный этап: формирование информационного запроса на предприятие и получение сведений для проведения первичного анализа (натуральные и стоимостные показатели).
2. Диагностика: интервьюирование сотрудников ЭО, осмотр имущественного комплекса ЯРОО наследия, формирование перечня основных выполняемых процессов по ПБС на объектах, инвентаризация ЯРОО наследия имущественного комплекса площадки, анализ структуры затрат на ПБС (факт, план), определение проблемных зон.
3. Сравнительный анализ: ознакомление с перечнем типовых инициатив, сформированных на базе успешных практик, и анализ возможности их внедрения.
4. Формирование первичного списка инициатив: формирование предварительного списка предложений, направленных на повышение операционной эффективности, проведение первичной оценки эффектов, сроков реализации и сложности внедрения инициатив.
5. Приоритизация инициатив: совместно с заинтересованными сторонами на предприятии выделение приоритетных инициатив, реализация которых потенциально имеет наибольший экономический эффект.
6. Паспортизация приоритетных инициатив: заключительный этап формализации ключевых предложений по повышению операционной эффективности в виде паспорта инициатив, который состоит из 7 основных разделов: основные положения; эффекты и результаты внедрения; этапы и контрольные точки; дорожная карта реализации мероприятий; капитальные затраты внедрения; риски внедрения инициативы; технико-экономическое обоснование.

На этапе диагностики ключевой и основополагающей задачей является анализ структуры затрат предприятия на поддержание в безопасном состоянии комплексов остановленных ЯРОО наследия. После завершения работ по инвентаризации контура ЯРОО наследия данные по прямым затратам на поддержание их в безопасном состоянии выгружаются из системы автоматизации бухгалтерского учета предприятия в соответствии с местом возникновения затрат (МВЗ). Как правило, при оценке совокупных затрат принимаются во внимание счета 91 «Прочие доходы и расходы», 23 «Вспомогательные производства», 26 «Общехозяйственные расходы», 20 «Основное производство», 25 «Общепроизводственные расходы» бухгалтерского учета в разрезе первичных, вторичных затрат, источников финансирования и видов деятельности. Результаты оценки совокупных затрат представляют собой основу для дальнейшего анализа их структуры, целью которого является выявление потенциальных проблемных зон, связанных с низкой операционной эффективностью предприятия.

Фактические совокупные затраты на ПБС разделяются на прямые и косвенные. К прямым относятся затраты, которые, принимая во внимание учетную политику предприятия, могут быть однозначно отнесены к ЯРОО и непосредственно связаны с ними. Прямые виды затрат распределяются по укрупненным группам в соответствии со следующей классификацией:

- |   |   |
|---|---|
| – ФОТ   | – Обеспечение радиационной безопасности |
| – Материальные затраты  | – Налоги                                |
| – Содержание и ремонт ОС  | – Амортизация ОС                        |
| – Обращение с РАО   | – Прочие прямые затраты                 |
| – Услуги производственного характера (внутренние, вспомогательные производства предприятия) |   |

К косвенным относятся виды затрат на определённый перечень работ и услуг, которые затруднительно однозначно отнести к отдельным имущественным комплексам предприятия, однако их реализация необходима для надлежащего и безопасного содержания объектов ядерного наследия. В структуру таких затрат входят:

- |  |                        |
|--|------------------------|
| – Содержание средств физической защиты | – Охрана территории    |
|  | – Содержание периметра |

- Содержание ОМР ГО и ЧС
- Прочие косвенные затраты
- Общехозяйственные расходы (зарплата управленческого персонала со страховыми взносами и др.)

В связи с тем, что расходы по данным направлениям деятельности, как правило, учитываются для всей площадки в целом, косвенные затраты на остановленные ЯРОО определяются расчетным путем в зависимости от учетной политики предприятия или выбранной базы распределения.

Предложенный подход к формированию структуры затрат позволяет провести анализ, связанный с выявлением направлений, на которые приходится наибольшая часть расходов предприятия в части содержания ЯРОО в безопасном состоянии (рисунок 1). Для формирования потенциальных предложений по оптимизации операционной деятельности рекомендуется на данном этапе детализировать наиболее крупные статьи затрат, и провести анализ их структуры на уровень ниже. Например, расшифровка материальных затрат позволит оценить объем покупного сырья и материалов (топливо, оборудование, хозяйственные принадлежности и др.) и энергетики (затраты на тепло-, водо-, паро-, электроснабжение и др.).



Рис. 1. Пример графика распределения структуры затрат на ПБС ЯРОО

По результатам интервью со специалистами задействованных подразделений (руководство, главный инженер, энергетики, механики, экономисты и др.), формирования основных технологических процессов, осмотра физического состояния объектов на площадке и анализа структуры затрат идентифицируются те направления операционной деятельности предприятия, в рамках которых потенциально может осуществляться неэффективное расходование ресурсов в отношении содержания ЯРОО наследия в безопасном состоянии (рисунок 2). Таким образом, завершением диагностики является выявление потенциальных «проблемных зон».

Большое значение в решении поставленных задач имеет качественная организация процедуры оценки затрат, которая, прежде всего, подразумевает подготовку инструкции по формированию затрат на ПБС остановленных ЯРОО, разработку надлежащих опросных форм, а также тесное сотрудничество и взаимодействие между заинтересованными структурами предприятия (планово-экономический отдел, главная бухгалтерия, специалисты на производстве и др.).

При оценке затрат на ПБС ЯРОО необходимо принимать во внимание сценарии развития площадки в краткосрочной и долгосрочной перспективах, поскольку это значительным образом может повлиять на формирование предварительных экономических эффектов от реализации инициатив. Например, в случае, если срок окупаемости инициативы по повышению операционной эффективности выше срока, отведенного до начала работ по выводу из эксплуатации задействованного ЯРОО, инициация и внедрение предложений считается нецелесообразным. В отсутствии информации о планах развития площадки данный анализ провести невозможно.



Рис. 2. Общий алгоритм выявления потенциальных зон для оптимизации операционных затрат

В рамках описанной методологии, по окончании проведения диагностики затрат и эффективности текущих работ по поддержанию в безопасном состоянии ЯРОО наследия на пилотных площадках было разработано более 35 предложений по оптимизации текущей деятельности. В таблице 1 представлены некоторые ключевые инициативы с описанием предварительного экономического эффекта и уровнем сложности реализации.

Таблица 1. Примеры ключевых инициатив, выявленных в ходе реализации пилотных проектов

| № п/п | Суть инициативы  | Уровень предварительного экономического эффекта <sup>1</sup> | Уровень сложности реализации мероприятий <sup>2</sup> |
|-------|--|--|---|
| 1     | Удаление признаков, по которым остановленные ЯРОО попадают под категорию «опасных производственных объектов»         | средний  | низкий  |
| 2     | Ввод автоматизированной системы отопления в корпусах   | средний  | средний   |
| 3     | Организация участка фрагментирования (измельчения) низкоактивных и очень низкоактивных твердых радиоактивных отходов | высокий  | высокий   |
| 4     | Установка локальной системы пароснабжения  | высокий  | средний   |
| 5     | Пересмотр кадастровой стоимости арендуемых ЗУ  | средний  | низкий  |

1. Уровень предварительного экономического эффекта оценивается по опыту проработки инициативы в рамках пилотной площадки и определяется как: «низкий» - менее 1 млн руб./год; «средний» - от 1 до 10 млн руб./год; «высокий» - от 10 млн руб./год.

2. Уровень сложности реализации мероприятий, предусмотренных инициативой, устанавливается, исходя из экспертной оценки специалистов предприятия на основании сроков и размера предварительных капитальных расходов на ее внедрение.

### 3. Выводы

В настоящей работе рассмотрен комплексный подход к разработке и формализации инициатив по повышению операционной эффективности содержания в безопасном состоянии объектов ядерного наследия, приведены примеры предложений по оптимизации операционной деятельности крупнейших предприятий атомной отрасли, сформированные в рамках пилотных проектов. Полученный опыт заложен в основу разработки руководства по проведению единого технологического и операционного аудита объектов наследия, а также формирования справочника типовых инициатив повышения эффективности и снижения затрат на поддержание в безопасном состоянии ЯРОО наследия, который в перспективе может быть масштабирован на всю отрасль.

# Цифровизация данных для решения прикладных организационно-финансовых задач атомной отрасли

*Кухаренко А. Ю.<sup>1,2</sup>, Овчинников И. Д.<sup>1,3</sup>*

*Научный руководитель: к.э.н., науч.сотр. ИБРАЭ РАН Ильясов Д.Ф.*

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

<sup>2</sup>Российский экономический университет им. Г. В. Плеханова

<sup>3</sup>Российский государственный социальный университет

тел.: (926) 153-76-41, (495) 955-23-44, эл. почта: kuharenko@ibrae.ac.ru, ovchinnikov@ibrae.ac.ru

## Введение

Цифровизация экономики – это объективный мировой тренд, который в обозримом будущем заполнит четверть мировой экономики. На пути к цифровизации аналитика больших данных является незаменимым «инструментом» в поиске эффективных решений бизнес-проблем. Сбор, обработка, визуализация, анализ информации является неотъемлемой частью большинства исследовательских работ направленных на формирование оптимальных и эффективных стратегий управления. Особенно это актуально при разработке стратегий обращения с объектами ядерного наследия (ОЯН) – неэксплуатирующиеся по проектному назначению (остановленные) ядерно и радиационно опасные объекты, пункты хранения РАО и ОЯТ. Создание интерактивных карт (ситуационных планов) площадок организаций атомной отрасли, разработка 3D-моделей строительных конструкций (Building Information Model, BIM), информатизация и цифровизация процессов (как технологических, так и бизнес) позволит в значительной степени повысить эффективность проектов по обращению с такими объектами: увеличить уровень безопасности и снизить издержки.

В целях консолидации данных об объектах ядерного наследия, корректной оценки размеров текущих затрат и планирования объемов необходимых ресурсов в будущем (в том числе из различных источников) на проведение работ по переводу в ядерно безопасное состояние (ЯБС), поддержание в безопасном состоянии (ПБС) и вывод из эксплуатации (ВЭ) ОЯН, обращение с радиоактивными отходами (РАО), а также эффективного сопровождения и мониторинга мероприятий федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016-2020 годы и на период до 2030 года» (ФЦП ЯРБ-2) необходимо разработать единую базу данных ОЯН. Для ее создания требуется обработать множество источников информации по предприятиям внутри контура Госкорпорации «Росатом».

Для реализации поставленной цели было необходимо решить следующие задачи прикладного характера:

- собрать и обработать данные по будущим финансовым обязательствам по ВЭ ядерно и радиационно опасных объектов (ЯРОО) внутри контура Госкорпорации «Росатом», в том числе по материалам отчетности МСФО, запросам, направленным в организации Госкорпорации о перечнях остановленных ЯРОО и относящихся к ним объектов инфраструктуры, ПХ накопленных РАО, итогам ФЦП ЯРБ-1, данным ФЦП ЯРБ-2 и т.п.;
- сформировать единый массив данных, содержащий наиболее полную информацию об ОЯН;
- разработать архитектуру (структуру) базы данных;
- проработать алгоритмы связи между блоками (структурами) базы данных;
- создать блоки визуализации данных (витрины) и расчетные блоки для анализа данных и формирования рекомендаций.

На основе созданной базы данных следует разработать информационно-аналитические программные продукты, которые обладают расширенными в сравнении с традиционными программами возможностями представления и анализа информации. В дальнейшем использование единой информационной базы для решения таких задач, как составление аналитических отчетов, мониторинг реализации ФЦП, формирование рекомендаций по предоставлению бюджетных средств организациям внутри контура Госкорпорации «Росатом» и другие, позволит оперативно получать необходимые исходные данные, избегая возможных ошибок при первичной обработке данных.

## Архитектура единой базы данных

Архитектура базы данных состоит из четырех ключевых блоков деятельности по систематизации данных об объектах ядерного наследия, каждый из которых состоит из отдельных подблоков, сформированных на массивной информационно-аналитической базе. Составляющие архитектуры баз данных представлены схематически на рисунке 1. Подробно опишем их структуру и элементы, приведем основные источники данных и прикладное значение в задачах управления объектами ядерного наследия.

Вводный блок является важнейшим во всей архитектуре БД: он содержит актуальные данные о текущем состоянии объектов атомной отрасли, результатах внедрения программ по управлению ядерным наследием и многое другое. Включает в себя две группы информационных подблоков, объединенных по целевому назначению:

1. Реализация мероприятий ФЦП-ЯРБ-1 и ФЦП-ЯРБ-2, включающие данные по: мероприятиям, контрактам, закупкам
2. Учетные данные объектов атомной отрасли: идентификационные, технические, финансовые и экономические характеристики, полученные на основании:
  - Официальных запросов – дополнительные запросы на предприятия Госкорпорации «Росатом» для полной инвентаризации остановленных ЯРОО, пункты хранения накопленных РАО и связанной инфраструктуры;
  - Актов первичной регистрации РАО – первичная регистрация радиоактивных отходов и установления мест их размещения, проводимая в 2013-2014 гг.;
  - Материалов МСФО 2016-2018 гг.– отчёты АО «Российская оценка» об оценке вновь возникших и актуализации существующих обязательств Госкорпорации «Росатом», связанных с ВЭ ОИАЭ и РЗТ;
  - Стратегий обращения с ОЯТ – накопленный опыт реализации мероприятий в области обращения с радиоактивными отходами;
  - Заявок субсидий – заявки организаций внутри контура Госкорпорации «Росатом» на получение средств для возмещения затрат на мероприятия, направленных на поддержание в безопасном состоянии и приведение в ядерно и радиационно безопасное состояние эксплуатируемых особо радиационно опасных и ядерно опасных объектов и производств, а также на обращение с радиоактивными отходами.

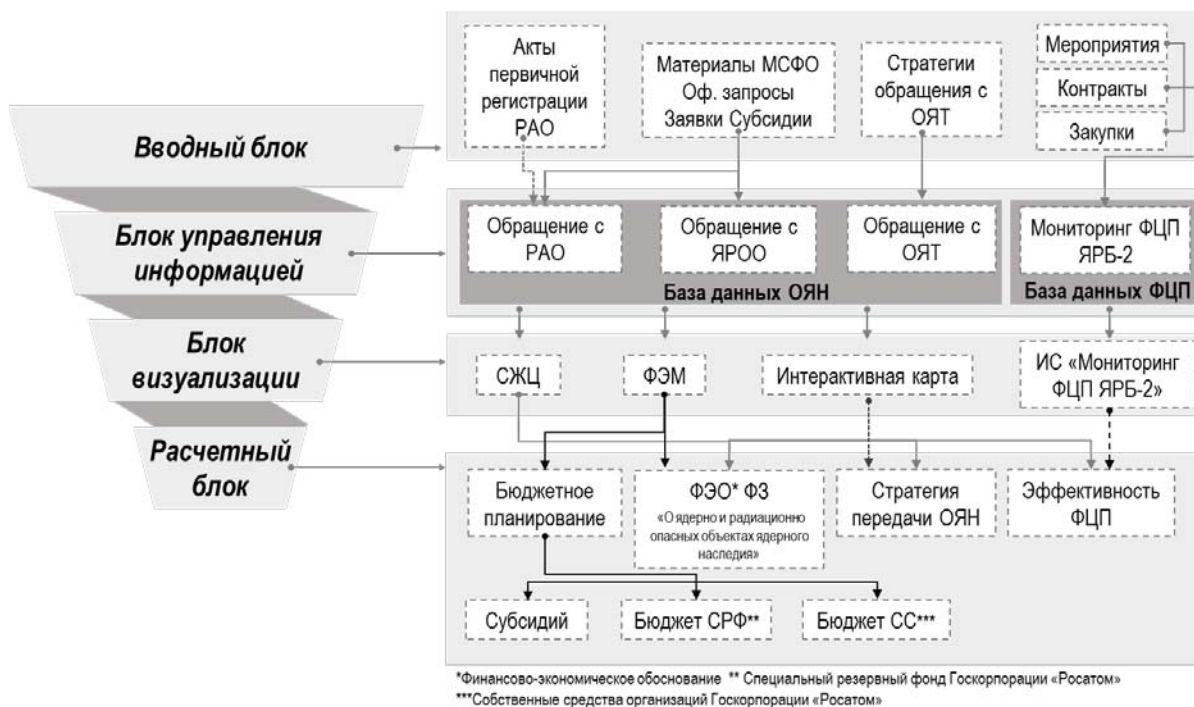


Рис. 1. Архитектура единой базы данных ОЯН



На основе данных вводного информационного блока строится второй блок, который представляет собой программное обеспечение для управления массива данными. Он позволяет решить проблему систематизации, структурирования и достоверности большого объема исходных и отчетных данных о результатах мероприятий ФЦП ЯРБ-2, а также учетных данных полного перечня объектов ядерного наследия. Для формирования этого блока вся информация, накопленная в вводном блоке, оцифровывается, переводится в табличный вид с четко заданным форматом данных для их корректного отображения в программе, уникальными идентификаторами и идентификаторами связи по каждому объекту для сопоставления данных в разных таблицах.

Блок управления информацией аналогично первому формируют два информационных раздела «База данных ФЦП ЯРБ-2», «База данных ОЯН», каждый из которых объединяет в себе данные из соответствующего раздела вводного блока. На данном этапе, когда массив данных принимает вид организованной системы, появляется возможность объединять информацию по обоим разделам с помощью идентификаторов связи, получая таким образом исчерпывающую информацию по отдельным объектам ядерного наследия предприятий внутри контура Госкорпорации «Росатом».

Третий блок – блок визуализации – полностью базируется на данных второго раздела блока управления информацией. Его ключевым элементом является финансово-экономическая модель (ФЭМ) оценки операционных (постоянных затрат, необходимых для поддержания объектов в безопасном состоянии) и капитальных (затрат по ликвидации ядерно и радиационно опасных объектов наследия) затрат на обращение с объектами ядерного наследия. Данная модель была разработана в 2018 г. с целью планирования деятельности по обращению с ядерно и радиационно опасными объектами наследия в долгосрочной перспективе и обоснования размера государственной субсидии на ПБС остановленных ЯРОО – в краткосрочной. По результатам проведенных расчетов были оценены ежегодные суммы по типам затрат с разделением на источники финансирования между Госкорпорацией «Росатом» и государством, а также определен масштаб проблемы управления ядерным наследием. В качестве обоснования распределения обязательств по обращению с ЯРОО было предложено использовать коэффициент, характеризующий долю финансирования затрат Госкорпорации «Росатом», который определялся отношением разностей года останова и года разделения обязательств, года останова и года ввода в эксплуатацию. Обязательства за вычетом выделенных Госкорпорацией, согласно разработанной модели, покрываются государством.

Следующим элементом блока визуализации является «стадия жизненного цикла» (СЖЦ). В нем отражена динамика изменения количества объектов ядерного наследия, находящихся на разных стадиях жизненного цикла: эксплуатация, режим останова, стадия ликвидации, ликвидирован. Данный блок позволяет получить оперативную информацию о количестве ЯРОО, находящихся на балансе организаций внутри контура Госкорпорации «Росатом», на разных стадиях жизненного цикла за конкретный период времени, что повышает эффективность планирования в части обращения с данными объектами.

Последней составляющей третьего блока является интерактивная карта организаций Госкорпорации «Росатом». В данном элементе реализована возможность интерактивного просмотра информации об организациях атомной отрасли: перемещение в любом направлении, приближение или уменьшение интересующей области карты, получение справочной информации по отдельным предприятиям и многое другое. Для каждой организации разрабатываются интерактивные планы-схемы площадок, которые позволяют вывести консолидированную информацию об объектах недвижимого и движимого имущества, находящихся на балансе организаций (в том числе их расположение на площадке) (рис.2). Первичный вид таких схем представляет собой статичный элемент, окруженный панелью инструментов: общая информация об объекте, бухгалтерская, финансовая, экономическая, вкладки, содержащие документацию по всем объектам организации. Такая карта является востребованной при необходимости оперативного получения информации об организациях и ее объектах имущества.

## Карта организаций Госкорпорации «Росатом»

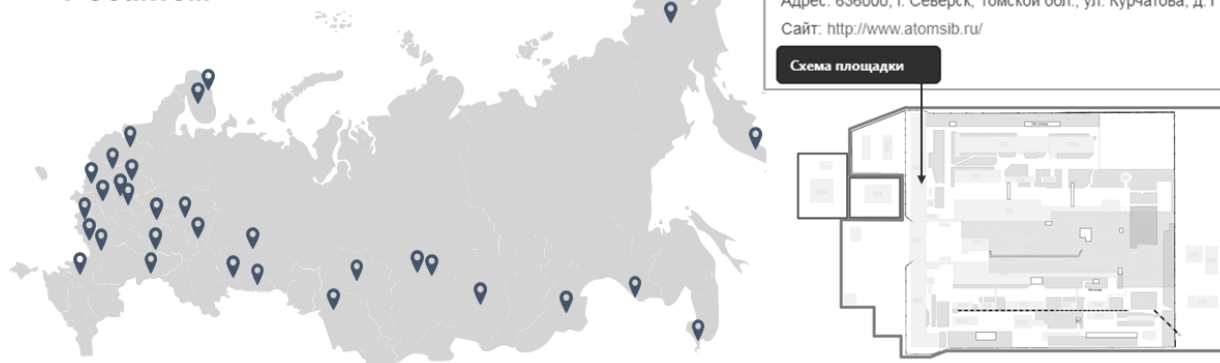


Рис. 2. Представление и функционал интерактивной карты организаций Госкорпорации «Росатом»

Последний блок содержит расчетные показатели и алгоритмы, на основании которых предполагается решить следующие прикладные задачи:

1. Финансово-экономическое обоснование проекта федерального закона «Об особенностях безопасного содержания и вывода из эксплуатации отдельных объектов использования атомной энергии и внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации», позволяющее определить принципы долевого участия государства и эксплуатирующих организаций в затратах на обращение с объектами ядерного наследия и механизм решения накопленных проблем ядерного наследия;
2. Формирование стратегии передачи объектов ядерного наследия от эксплуатирующих в настоящее время организаций отраслевому оператору;
3. Оценка эффективности управления программными мероприятиями ФЦП ЯРБ-2, а также улучшение нормативного и информационного обеспечения системы мониторинга эффективности мероприятий программы;
4. Формулирование рекомендаций по предоставлению средств из федерального бюджета на возмещение затрат юридическим лицам по обращению с ОЯН, формирование заявок, сопровождение и анализ данных.

## Заключение

В рамках настоящей работы была детально рассмотрена архитектура разрабатываемой базы данных ОЯН с подробным описанием элементов, входящих в каждый из блоков, приведен полный перечень источников данных, которые формируют информационную «базу знаний».

Единую базу данных следует использовать как инструмент для решения стратегических задач: подготовка предложений по оценке будущих финансовых потоков на обращение с ОЯН, в том числе из федерального бюджета, разработка алгоритмов передачи объектов наследия специализированной организации (в случае если интеграция ОЯН в рамках одного юридического лица будет признана как приоритетная стратегия обращения), обоснование проекта федерального закона, направленного на установление правового режима обращения с ОЯН, информационное и нормативно-методическое обеспечение мониторинга эффективности и управления мероприятиями ФЦП ЯРБ-2.

Создание единой базы данных в специализированной программе позволит разработать информационно-аналитические программные продукты, которые дадут возможность оперативно получать необходимую информацию о ходе реализации мероприятий федеральной целевой программы, оценке масштаба проблемы обращения с объектами ядерного наследия, а также технические, финансово-экономические характеристики последних и многое другое. В перспективе планируется дальнейшее усовершенствование архитектуры баз данных, расширение набора источников информации, разработка дополнительных программных продуктов, позволяющих повышать эффективность стратегий обращения с объектами использования атомной энергии на заключительной стадии жизненного цикла.

# Проблемы идентификации «положительных практик» в контексте требований Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами

*Мамчиц Е.Г., аспирант 1 года ИБРАЭРАН*

*Научный руководитель: д.т.н., заведующий от делением ИБРАЭРАН Уткин С.С.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-42, эл. почта: egor@ibrae.ac.ru

## 1. Введение

На совещаниях международных конвенций – Конвенции о ядерной безопасности и Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами (далее – Объединенная конвенция), наряду с принятым международным сообществом [1, 2] и широко используемым договаривающимися сторонами принципом добровольности предоставления сведений о выполнении обязательств в рамках национальных докладов [3, 4], с 2014 г. активно обсуждаются и делаются пробные практические шаги по использованию принципа состязательности в рамках принятого на Объединенной конвенции определения «Положительная практика» [5, 6]:

«Положительная практика — это новая или пересмотренная практика, политика или программа, которые вносят важный вклад в обеспечение безопасности при обращении с радиоактивными отходами и отработавшим топливом. Положительная практика использовалась и апробирована по крайней мере одной Договаривающейся стороной, но не получила широкого распространения у других Договаривающихся сторон; она может применяться другими Договаривающимися сторонами, осуществляющими аналогичные программы».

Определение содержит несколько существенных понятий, играющих роль критериев, при соответствии которым объекты или процессы, предложенные договаривающимися сторонами, могут быть отнесены к примерам «положительных практик».

Инспирирование принципа состязательности при отсутствии методических рекомендаций и некоторой размытости целей, не давшее пока, значимых практических результатов, неэффективное управление процессом выбора «положительных практик» и модификацией этого процесса, побуждает к более пристальному анализу сравнительных параметров/критериев/понятий, определяющих выбор «положительных практик», предлагаемых на рассмотрение договаривающимися сторонами.

Основной замысел данного исследования заключается в проведении декомпозиции основных существенных понятий, составляющих определения «положительной практики» и безопасности в целом. Результаты исследования могут послужить базовой основой для инициирования разработки методических рекомендаций.

## 2. Подходы к созданию механизмов определения «положительной практики»

Можно выделить две основные идеи, на базе которых могут быть разработаны подходы, и благодаря которым эти подходы могут привести к созданию работоспособных рекомендаций или механизмов.

Первая – по аналогии с использованными в [7-10] условиями, определить в качестве критерия обеспечение текущего или прогнозируемого уровня безопасности. Преимущество будет иметь практика, позволяющая обеспечить более высокий уровень безопасности.

В качестве приемлемого, и уже определенного в рамках Объединенной конвенции, смысла, вкладываемого в понятие безопасности, можно использовать понятие безопасности, которое заложено в целях конвенции (пп. ii, iii ст. 1):

ii) обеспечить, чтобы на всех стадиях обращения с отработавшим топливом и с радиоактивными отходами имелись эффективные средства защиты от потенциальной опасности, с тем чтобы защитить отдельных лиц, общество в целом и окружающую среду от вредного воздействия ионизирующих излучений в настоящее время и в будущем таким образом, чтобы нужды и чаяния нынешнего поколения удовлетворялись без ущерба для возможности будущих поколений реализовывать свои нужды и чаяния;

iii) предотвращать аварии с радиологическими последствиями и смягчать их последствия в том случае, если они произойдут на любой стадии обращения с отработавшим топливом или с радиоактивными отходами.

Вторая идея для разработки подходов – провести сегментирование объектов применения определения. Парадигма «положительная практика» введена для регулирования безопасности в областях обращения с ОЯТ, РАО и процессах вывода объектов из эксплуатации (далее – ВЭ). Для сегментирования объектов ее применения для ОЯТ и РАО весьма естественно использовать крупные этапы обращения с ними (табл. 1).

**Таблица 1. Сегменты для применения определения «положительной практики» по обращению с ОЯТ, РАО и ВЭ**

| ОЯТ                               |                                |                                   |                                |
|-----------------------------------|--------------------------------|-----------------------------------|--------------------------------|
| Открытый ядерный топливный цикл   |                                | Замкнутый ядерный топливный цикл  |                                |
| РАО                               |                                |                                   |                                |
| Подготовка к захоронению          |                                | Захоронение                       |                                |
| Страна не имеет ядерных установок | Страна имеет ядерные установки | Страна не имеет ядерных установок | Страна имеет ядерные установки |
|                                   |                                |                                   |                                |
| ВЭ                                |                                |                                   |                                |
| Ядерные установки                 |                                | Другие ОИАЭ                       |                                |

Обращение с ОЯТ. Сегментами могут являться этапы хранения и переработки. Возможную градацию по объемам с ОЯТ, задействованном в обращении, можно не вводить в силу того, что сравниваться будет деятельность в странах, имеющих ядерные установки, т.е. в странах с достаточно развитым ядерным топливным циклом. Этап захоронения ОЯТ используется странами, в которых ОЯТ относят к РАО. Таким образом, для применения определения можно оставить два сегмента – хранение ОЯТ и переработка ОЯТ.

Обращения с РАО. Можно использовать два основных этапа – подготовка к захоронению и захоронение РАО (включая в этап подготовки к захоронению всю деятельность, в т. ч. сбор, сортировку, переработку, кондиционирование, транспортирование и хранение). Очевидно, что для целей сравнения «положительных практик» в области обращения с РАО необходимо выделить сегменты, характеризующие масштаб деятельности, и в параметра определения сегментов сравнения напрашивается использовать физический годовой объем наработки, если предполагать сильную корреляцию объема наработки и опасности при обращении с РАО, что не всегда является правильным и опасность сильно зависит от классов РАО в обращении (например, высокоактивные остеклованные РАО при радиохимической переработке ОЯТ и низкоактивные РАО при добыче урана). Поэтому, несмотря на заманчивость и, в определенной мере, естественность использования физического годового объема наработки РАО, предлагается выделить для сравнения два сегмента – наличие или отсутствие ядерных установок. Таким образом, в области обращения с РАО будет четыре сегмента.

Для ВЭ – это вывод из эксплуатации ядерных установок и вывод из эксплуатации других объектов использования атомной энергии.

### **3. Рассмотрение примера «положительной практики» в соответствии с критериями совершенствования определения**

В качестве заключения рассмотрим применения описанных совершенствований определения и его критериев на примере российского предложения «положительной практики».

Пример. Апробация компонент обращения с ОЯТ в замкнутом ядерном топливном цикле на интегрированном централизованном комплексе ФГУП «ГХК», включающем хранилища «мокрого» и «сухого» типа, переработку ОЯТ, фабрикации уран-плутониевого топлива.

*Сравнение безопасности предлагаемого Российской Федерацией примера «положительной практики» и альтернативного варианта.*

Интегрированный централизованный комплекс предназначен для реализации стратегии закрытого топливного цикла.

Оценки параметров неблагоприятного воздействия открытого топливного цикла (ОЯТЦ) и закрытого топливного цикла (ЗЯТЦ) исследуются в [11]. В работе отмечается, что определяющим фактором воздействия на население является величина дозовой нагрузки, формируемая в долгосрочной перспективе за счет РАО, образующихся в технологических процессах и находящихся в пунктах захоронения РАО (ПЗРО).

Приведенные в табл. 2 результаты показывают меньшее радиационное воздействие ЗЯТЦ на персонал и население. Это объясняется вовлечением в хозяйственную деятельность актинидов, которые в ОЯТЦ направляются на захоронение, а также меньшим объемом образования РАО горнорудного производства.

**Таблица 2. Итоговая коллективная дозовая нагрузка для различных стратегий для пунктов приповерхностного захоронения РАО (ППЗРО) пунктов геологического захоронения РАО (ПГЗРО) за период их действия**

| Тип ПЗРО        | Стратегия             |                    |                       |                    |
|-----------------|-----------------------|--------------------|-----------------------|--------------------|
|                 | ОЯТЦ                  |                    | ЗЯТЦ                  |                    |
|                 | Персонал, чел.-Зв/год | Население, чел.-Зв | Персонал, чел.-Зв/год | Население, чел.-Зв |
| Хвостохранилище | Менее 0,1 [10]        | 75                 | Менее 0,1 [10]        | 22,2               |
| ППЗРО           | -                     | 28,6               | -                     | 28,6               |
| ПГЗРО           | 51,7*10 <sup>-3</sup> | 5,1                | 3,2*10 <sup>-3</sup>  | 2,4                |

В приведенной в исследовании модели приняты достаточно консервативные предположения о наличии водозаборов в направлении миграции радионуклидов из ПЗРО. При этом численность населения близка к верхним пределам, определенным на основе количества доступной воды.

*Апробация примера «положительной практики».*

Предлагаемая Россией «положительная практика» апробирована. Более того, ряд ее компонентов значительное время находятся уже в стадии промышленной эксплуатации.

*Новая практика обращения с ОЯТ.*

«Положительная практика» обращения с ОЯТ на ФГУП «ГХК» является новой. Интегрированный централизованный комплекс по обращению с ОЯТ, включающий централизованные хранилища «мокрого» и «сухого» типа, переработку ОЯТ, фабрикации уран-плутониевого топлива, создаваемый на площадке ФГУП «ГХК», реализует новый подход в обращении с ОЯТ.

В зарубежных странах имеются только отдельные компоненты представляемого Россией комплекса. Таковыми являются, например, централизованное хранение ОЯТ (Швеция, Финляндия, Германия), переработка ОЯТ (Франция, Великобритания, Япония), фабрикации МОКС-топлива для использования в тепловых реакторах (Франция, Германия, Бельгия).

Интеграции компонент в единый комплекс, ориентированного на создание ЗЯТЦ, ни в одной стране за рубежом не существует.

*Применение другими Договаривающимися сторонами, осуществляющими аналогичные программы.*

«Положительная практика» Российской Федерации по созданию интегрированного централизованного комплекса по обращению с ОЯТ может быть использована Францией и Китаем.

## 4. Заключение

В ходе проведения Совещаний по рассмотрению национальных Докладов Договаривающихся сторон в рамках Объединенной конвенции, Договаривающимися сторонами с 2014 года предпринимаются, пока не увенчавшиеся убедительным успехом, попытки использования понятия «положительная практика». Результаты двух последних Совещаний по рассмотрению национальных Докладов показали значительную рассогласованность выявления примеров «положительной практики» в рассматриваемой Объединенной конвенцией сфере деятельности. Эта проблема обсуждалась Генеральным комитетом Совещаний по рассмотрению, однако пока не удалось найти достаточно эффективного решения, позволяющего согласовать работу групп стран в этом вопросе.

Договаривающиеся стороны Объединенной конвенции согласились с тем, что сама идея «положительной практики» и важность признания основных достижений не вызывает сомнений, однако, как показал опыт, ее применение в условиях недостаточной определенности самого понятия было весьма затруднено. В решении Совещания по рассмотрению была отмечена необходимость разработки единообразного определения «положительной практики» во всех группах стран.

## Литература

1. Международное агентство по атомной энергии, Конвенция о ядерной безопасности. Информационный формуляр. INFCIRC/449, МАГАТЭ, Вена, 1994.
2. Международное агентство по атомной энергии, Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. Руководящие принципы в отношении формы и структуры национальных докладов. INFCIRC/604/Rev.3, МАГАТЭ, Вена, 2014.
3. Линге И.И., Дорогов В.И., Шарафутдинов Р.Б., Непейпиво М.А., Хаперская А.В. Об опыте представления Национальных докладов Российской Федерации по выполнению обязательств в рамках Объединенной конвенции // Ядерная и радиационная безопасность. — 2016. №1(79) — С. 18—27.
4. Дорогов В. И., Понизов А. В., Хаперская А. В. О подготовке пятого национального Доклада Российской Федерации о выполнении обязательств, вытекающих из Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами // Радиоактивные отходы. — 2017. — № 1. — С. 99—106.
5. Joint convention on the safety of spent fuel management and on the safety of radioactive waste management, Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management (Joint Convention) Second Extraordinary Meeting of the Contracting Parties, 12–13 May 2014, Vienna, Austria. PRESIDENT’S REPORT.
6. Международное агентство по атомной энергии, Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. Руководящие принципы в отношении формы и структуры национальных докладов. Информационный циркуляр INFCIRC/603/Rev.7. Приложение 2. МАГАТЭ, Вена, 19 октября 2017 года.
7. Шарафутдинов Р.Б., Кузнецов Л.А., Денисов В.А. и др. О ранжировании хранилищ твердых радиоактивных отходов предприятий ядерного цикла по потенциальной опасности // Ядерная и радиационная безопасность. – 2010. – № 1. – С. 10– 15.
8. Бирюков Д.В., Дорогов В.И., Спивак Т.А. и др. О ранжировании потенциальных источников радиационного риска // Вопросы радиационной безопасности. — 2013, № 3, С. 44-48.
9. NDA Prioritisation — Calculation Of Safety And Environmental Detriment Scores, Doc No EGPR02 Rev 6, April 2011.  
<http://www.nda.gov.uk/documents/upload/EGPR02-NDA-Prioritisation-calculation-of-safety-and-environmental-detriment-scores-Rev6.pdf>.
10. Instruction for the calculation of the Radiological Hazard Potential, Doc No EGPR02-WI01, Rev 3, March 2010.  
<http://www.nda.gov.uk/documents/upload/EGPR02-WI01-Instruction-for-the-calculation-of-the-Radiological-Hazard-Potential-Rev3.pdf>.
11. Разработка методологии сравнения безопасности завершающих стадий открытого и замкнутого ядерных топливных циклов. Проведение оценки интегральных критериев безопасности с использованием разработанной методологии». Отчет по договору № 78-18/2 от 18.12.2018.

# Асимптотический подход к классической диффузии в неоднородных средах

Матвеев А.Л., аспирант 3 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.ф.-м.н., проф. МФТИ Кондратенко П.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (915) 145-04-65, эл. почта: alex27\_matveev@mail.ru

## 1. Введение

Аналитическое решение задачи о классической диффузии хорошо известно для однородных сред. Однако в большинстве случаев среды (например, геологические) являются неоднородными. Для решения задач о неклассическом переносе примеси в неоднородных средах в работе [1] был предложен подход, основанный на асимптотическом описании процессов переноса. В нём предполагалось, что расстояние от источника примеси до точки наблюдения велико по сравнению с размерами основной области локализации примеси в заданный момент времени. На таких масштабах формирование концентрации обусловлено коротковолновой частью механизма переноса, и зависимость концентрации носит экспоненциальный характер. Возникает ситуация аналогичная приближению геометрической оптики в электродинамике и квазиклассическому приближению в квантовой механике.

В настоящей работе асимптотический подход применен к описанию классической диффузии в неоднородной среде с коэффициентом диффузии, зависящим от координат  $D = D(\vec{r})$ . В приложении будет рассмотрен случай, когда пространство состоит из двух однородных сред, разделённых плоской границей, причём источник примеси расположен в среде с коэффициентом диффузии  $D_1$ , в то время как точка наблюдения находится в среде с коэффициентом диффузии  $D_2$ . На основании этого примера выведен «закон Снеллиуса» для диффузии ( $D_1$  и  $D_2$ ) по аналогии с геометрической оптикой.

## 2. Концентрация примеси на асимптотически далеких расстояниях

Согласно закону Фика концентрация примеси в классической диффузии удовлетворяет уравнению

$$\frac{\partial c(\vec{r}, t)}{\partial t} = \text{div} \left( D(\vec{r}) \nabla c(\vec{r}, t) \right) \quad (2.1)$$

Задача решается с начальным условием, что вся примесь в начальный момент времени расположена в одной точке  $c(\vec{r}, 0) = N \delta(\vec{r})$ , где  $N$  - начальное число частиц. Предположим, что размер неоднородности  $L$  порядка (или меньше) расстояния от точки наблюдения до источника.

Уравнение (2.1) в представлении Лапласа имеет следующий вид:

$$p c_p(\vec{r}) - \text{div} \left\{ D(\vec{r}) \nabla c_p(\vec{r}) \right\} = N \delta(\vec{r}) \quad (2.2)$$

Его решение ищется в виде

$$c_p(\vec{r}) = A_p(\vec{r}) e^{-\Gamma_p(\vec{r})}, \quad \Gamma_p(\vec{r}) \gg 1 \quad (2.3)$$

Подставляя (2.3) в (2.2) в главном порядке по параметру  $\propto (\Gamma_p)^{-1}$  получим, что

$$p - D(\vec{r}) (\nabla \Gamma_p(\vec{r}))^2 = 0 \quad (2.4)$$

Отсюда следует:

$$\begin{aligned}\nabla\Gamma_p(\vec{r}) &= \kappa(p, \vec{r})\vec{v}(\vec{r}), \\ \kappa(p, \vec{r}) &= \sqrt{\frac{p}{D(\vec{r})}}, \quad |\vec{v}(\vec{r})|^2 = 1.\end{aligned}\quad (2.5)$$

Уравнения (2.1)-(2.5) аналогичны геометрической оптике, где  $\vec{v}(p, \vec{r})$  - вектор, направленный по касательной к лучу в точке  $\vec{r}$ .

Роль эйконала здесь играет  $\Gamma(p, \vec{r})$ , только в отличие от геометрической оптики выражение для эйконала является вещественным, а не мнимым. Выражение для эйконала  $\Gamma(p, \vec{r})$  вычисляется через линейный интеграл величины  $\kappa(p, \vec{r})$  вдоль луча от источника до точки наблюдения

$$\Gamma_p(\vec{r}) = \int_0^{\vec{r}} dl \kappa(p, \vec{r}) \quad (2.6)$$

где  $dl$  в (2.6) – дифференциальный элемент длины траектории луча.

Для нахождения эйконала необходимо использовать принцип, аналогичный принципу Ферма в геометрической оптике, который вытекает из общей теории уравнений в частных производных I порядка

$$\delta_l \Gamma(p, \vec{r}) = 0 \quad (2.7)$$

Отсюда следует обыкновенное дифференциальное уравнение для траектории луча [2]

$$\frac{d\vec{v}}{dl} = \frac{1}{\kappa} (\nabla\kappa - \vec{v}(\vec{v}\nabla\kappa)) \quad (2.8)$$

На основании этого уравнения видно, что в однородной среде примесь распространяется прямолинейно.

Перейдём к поиску предэкспоненты  $A_p(\vec{r})$  в выражении для концентрации. Для этого необходимо подставить (2.3) в (2.2) и учесть следующий порядок малости по  $(\Gamma_p)^{-1}$ . Для нахождения этого уравнения с учётом того, что  $\Gamma_p(\vec{r}) \gg 1$  из чего следует, что

$$2D(\vec{r})\nabla\Gamma_p\nabla A_p(\vec{r}) + A_p(\vec{r})\nabla\Gamma_p\nabla D(\vec{r}) + D(\vec{r})A_p(\vec{r})\Delta\Gamma_p = 0 \quad (2.9)$$

Подставляя (2.5) в (2.9) приходим к обыкновенному дифференциальному уравнению I порядка

$$\frac{d \ln A_p(\vec{r})}{dl} + \frac{1}{2} \frac{d \ln(D(\vec{r})\kappa(p, \vec{r}))}{dl} + \frac{1}{2} \text{div}\vec{v} = 0 \quad (2.10)$$

Его решением является

$$A_p(\vec{r}) = \frac{B_p}{\sqrt{D(\vec{r})\kappa(p, \vec{r})}} \frac{1}{l} \exp \left[ -\int_0^{\vec{r}} dl \left( \frac{\text{div}\vec{v}}{2} - \frac{1}{l} \right) \right] \quad (2.11)$$

Так как неизвестная  $B_p$  не зависит координаты, для её вычисления рассмотрим  $A_p(\vec{r})$  в пределе  $r \ll L$ , то есть в области, в которой среда практически однородная. Так как выражения предэкспоненциального множителя в однородной среде известно  $A_p(\vec{r}) = \frac{N}{4\pi D_0 r}$ , то выражение неизвестной  $B_p$  имеет вид

$$B_p = \frac{N}{4\pi} \sqrt{\frac{\kappa_0}{D_0}} \quad (2.12)$$



В итоге выражение предэкспоненциального множителя  $A_p(r)$  имеет вид

$$A_p(r) = \frac{N}{4\pi l D^{\frac{1}{4}}(\bar{r}) D_0^{\frac{3}{4}}} \exp \left\{ -\int_0^{\bar{r}} dl \left( \frac{\operatorname{div} \bar{v}(\bar{r})}{2} - \frac{1}{l} \right) \right\} \quad (2.13)$$

В координатно-временном представлении концентрация находится путём обратного преобразования Лапласа. Так как мы ищем выражения для концентрации на асимптотически далёких расстояниях, воспользуемся методом стационарной фазы. В итоге получим

$$c(\bar{r}, t) \cong \frac{N}{(4\pi \sqrt{D_0 D(\bar{r})} t)^{\frac{3}{2}}} \frac{\sqrt{D(\bar{r})}}{l} \int_0^{\bar{r}} \frac{dl}{\sqrt{D}} \exp \left\{ -\frac{1}{4t} \left( \int_0^{\bar{r}} \frac{dl}{\sqrt{D}} \right)^2 - \int_0^{\bar{r}} dl \left( \frac{\operatorname{div} \bar{v}(\bar{r})}{2} - \frac{1}{l} \right) \right\} \quad (2.14)$$

### 3. Приложение (закон Снеллиуса)

Пусть в начальный момент источник примеси расположен в точке  $(0, -h_1)$ , которая находится в среде с коэффициентом диффузии  $D_1$ , а точка наблюдения расположена в точке  $(L, h_2)$  в среде с коэффициентом диффузии  $D_2$ , а граница раздела описывается уравнением  $z=0$  (см. Рис.1). Покажем, как изменяется распространение примеси при переходе из одной среды в другую.

Запишем уравнение для эйконала по аналогии с уравнением (2.6) для данных условий. В однородной среде примесь распространяется прямолинейно, вследствие чего при заданных параметрах будет наблюдаться излом в точке  $x_0$

$$\Gamma = \sqrt{\frac{p}{D_1}} \sqrt{x_0^2 + h_1^2} + \sqrt{\frac{p}{D_2}} \sqrt{(L-x_0)^2 + h_2^2} \quad (2.15)$$

Варьируя по параметру  $x_0$  получим

$$\frac{\partial \Gamma_p}{\partial x_0} = \sqrt{\frac{p}{D_1}} \frac{x_0}{\sqrt{x_0^2 + h_1^2}} - \sqrt{\frac{p}{D_2}} \frac{L-x_0}{\sqrt{(L-x_0)^2 + h_2^2}} = 0 \quad (2.16)$$

Или

$$\frac{\sin \theta_1}{\sqrt{D_1}} = \frac{\sin \theta_2}{\sqrt{D_2}} \quad (2.17)$$

### 4. Заключение

Подводя итог, сформулируем основные результаты. Аналитически решена задача о классической диффузии на асимптотически далёких расстояниях в неоднородных средах. Показатель экспоненты можно свести к нелинейному дифференциальному уравнению в частных производных первого порядка.

В результате получено замкнутое аналитическое выражение для концентрации. В качестве примера рассмотрен случай переноса примеси между двумя средами с разными коэффициентами диффузии. Углы между отрезками траектории и нормалью границы раздела удовлетворяет соотношению, которое аналогично закону Снеллиуса в геометрической оптике, где в качестве коэффициента преломления выступает обратный корень коэффициента диффузии.

Данная работа открывает элегантный путь для нахождения распространения примеси на асимптотически далёких расстояниях с крупномасштабными неоднородностями, когда механизмом переноса является классическая диффузия. А «закон Снеллиуса» является яркой иллюстрацией полученных результатов.

## Литература

1. П. С. Кондратенко, Письма в ЖЭТФ, т. 106, вып.9, с.581-584 (2017)
2. Л.Д. Ландау, Е.М. Лифшиц, Теоретическая физика. Электродинамика сплошных сред, Наука. Гл. ред. физ.-мат. лит., М. (1982).

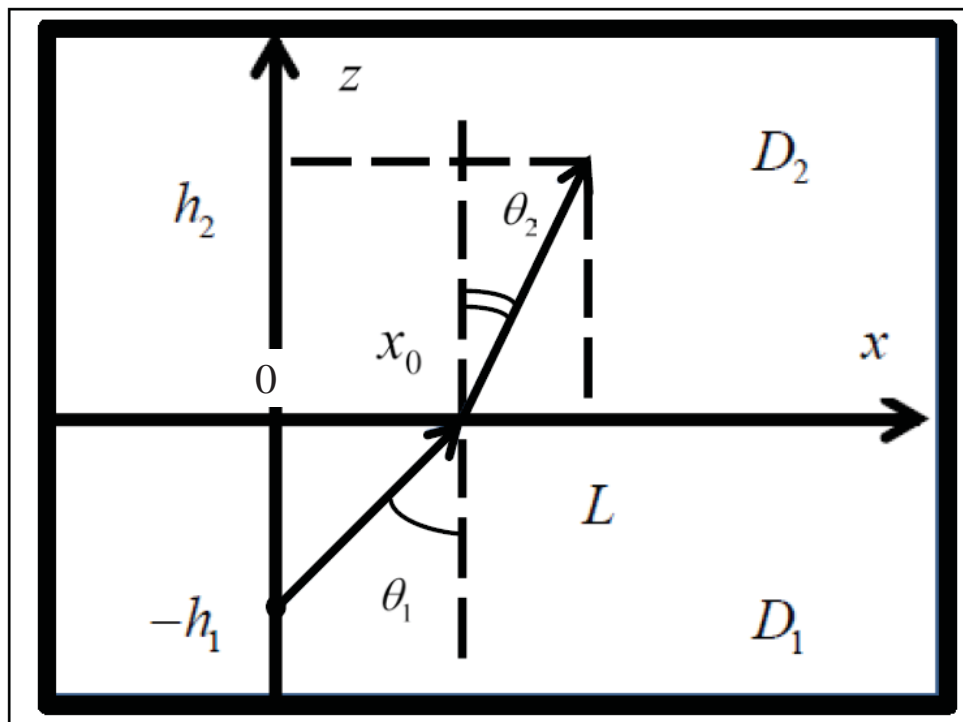


Рис.1 Поведение потока примеси при переходе примеси из одной среды в другую.

# Определение фильтрационных параметров Нижнеканского массива на основе численного моделирования

Неуважаев.Г.Д. м.н.с., ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н, с.н.с, ИБРАЭ РАН Расторгуев. А.В.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-43, эл. почта: neyvazhaev@ibrae.ac.ru

## 1. Введение

Важным этапом гидрогеологических изысканий и исследований, проводимых для прогнозов режима, баланса и состава подземных вод, является обоснование фильтрационных (расчетных) схем, включающих в себя строение водоносных пластов и горизонтов, характеристики их границ, значения гидрогеологических параметров пластов с учетом закономерностей их распределения.

Полный комплекс фильтрационных параметров можно определять только по данным кустовых откачек. Опытно-фильтрационные работы производились для изучения водопроницаемости отложений, слагающих оцениваемый участок, определения предварительных расчетных гидродинамических параметров, оценки изменчивости фильтрационных свойств отложений, а также для отбора проб воды и проведения химического анализа [1].

## 2. Обработка данных

На участке Енисейский, который расположен в Красноярском крае, где предполагается создание подземной исследовательской лаборатории, были проведены опытнo-фильтрационные работы по изучению фильтрационных характеристик массива. Данные параметры необходимы при создании геофильтрационных и геомиграционных моделей, которые являются неотъемлемой частью томов ОДБ. В данном разделе будет рассмотрена кустовая откачка из центральной скважины 7Ц, наблюдательные 7Р и 7-2. Основные данные по скважинам приведены в таблице № 1.

Таблица 1. Основные данные по скважинам [2]

| № Скважины | Расстояние от центральной скв., м. | Глубина скважины, м | Интервал опробования, от-до, м | Мощность водоносного горизонта, м. | Напор, м | Н <sub>ст</sub> , м | Данные опробования            |                  |                     |
|------------|------------------------------------|---------------------|--------------------------------|------------------------------------|----------|---------------------|-------------------------------|------------------|---------------------|
|            |                                    |                     |                                |                                    |          |                     | Дебит, Q, м <sup>3</sup> /сут | Понижение, S (м) | Время, откачки, час |
| 7Ц         | 0                                  | 200                 | 16.3-200                       | 183.7                              | б/н      | 16.3                | 6.8                           | 126.04           | 109                 |
| 7Р         | 19.5                               | 700                 | 21.7-700                       | 678.3                              | б/н      | 21.7                | -                             | 4.98             | -                   |
| 7-2        | 31.3                               | 200                 | 12-200                         | 188                                | б/н      | 12.03               | -                             | 0                | -                   |

Данная откачка была обработана при помощи программы AuiferTest, были получены следующие результаты, см. рисунок 1. В результате оценки хода откачки и восстановления уровня, было использовано решение Хантуша, полученная проводимость  $T=0.011$  м<sup>2</sup>/сут, коэффициент фильтрации соответствует мощности 183.7 м, см. таблицу 1. Исходя из этого коэффициент фильтрации опробуемого горизонта составляет  $K=6e-05$  м/сут. Очевидно, что обработка откачки и полученные результаты могут лишь приблизительно охарактеризовать фильтрационные характеристики опробуемого горизонта. При помощи трехмерного моделирования, можно учесть основные элементы геологического строения и определить их основные фильтрационные характеристики, которые в последующем понадобятся при создании геомиграционной модели.

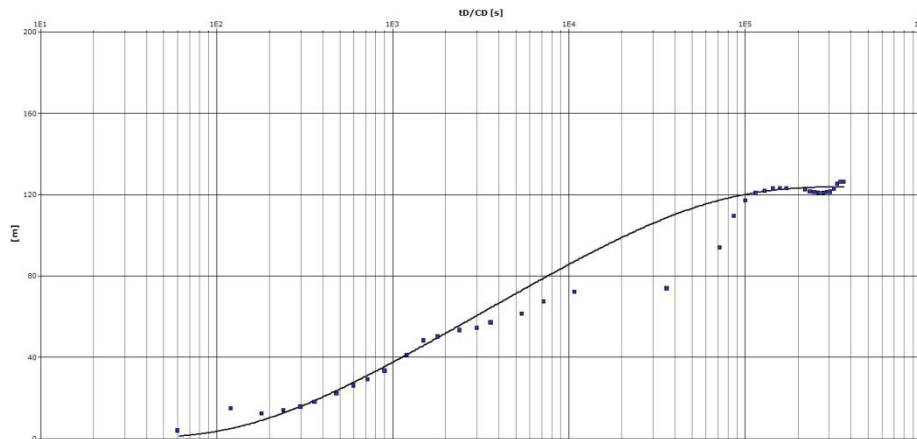


Рис. 1. График прослеживания снижения и восстановления уровня

Стоит отметить один важный момент. При моделировании скажинного водопонижения для наиболее корректного сопоставления с данными полученными в полевых условиях, нельзя просто взять напор в ячейке со скважиной, существует вероятность получить недостаточно точное значение. В таком случае необходимо перейти от напора в модели ячейки сетки, к напору в скважине. Около скважины поток имеет практически радиальный характер [3].

Распределение напоров можно записать в виде:

$$H^* - H_c = \frac{Q_c}{2\pi T} \ln \frac{\Delta x}{r_c} \quad (1)$$

Расход каждого из соседних ячеек можно записать в виде:

$$Q = KFI = Km\Delta x \frac{H^* - H_g}{\Delta x} \quad (2)$$

Где  $Q = \frac{1}{4} Q_c$ , отсюда:

$$H^* - H_g = 0.25 \frac{Q_c}{T} \quad (3)$$

В результате получаем, что

$$H_g - H_c = S_c - S_g = \frac{Q_c}{T} \left( \frac{1}{2\pi} \ln \frac{\Delta x}{r_c} - 0.25 \right) \quad (4)$$

Из формулы (4) следует что  $\Delta x = e^{0.5\pi} r_c = 4.81r_c$ , размер стороны ячейки соответствует около 5 радиусов реальной скважины, где в результате напор полученный на модели будет соответствовать напору полученному в ходе полевых исследований. Исходя из паспорта скважин  $D=75$  мм, получаем  $\Delta x = 0.18$  м.

### 3. Модель дальней зоны

На основе численного моделирования при помощи такого программного продукта, как Visual MODFLOW [4], была построена трехмерная геологическая модель в основе которой была использована та геологическая картина, которая отображена на рисунке 2. Моделируемая область имеет размеры 400x400x700 м. Было использовано допущение о том, что в плане геологические строение практически не меняется, это обусловлено как отсутствием данных, так и сформировавшимся мнением о том, что в данной модели автор ставит задачу оценить те фильтрационные характеристики, где создается возмущением при опытно фильтрационных работах. Исходя из таблицы 1 можно отметить, что гидравлической связи на расстоянии 30 метров от центральной скважины нет, но размеры модели задавались больше, чтобы опровергнуть или подтвердить те результаты, которые были получены в ходе полевых исследований.

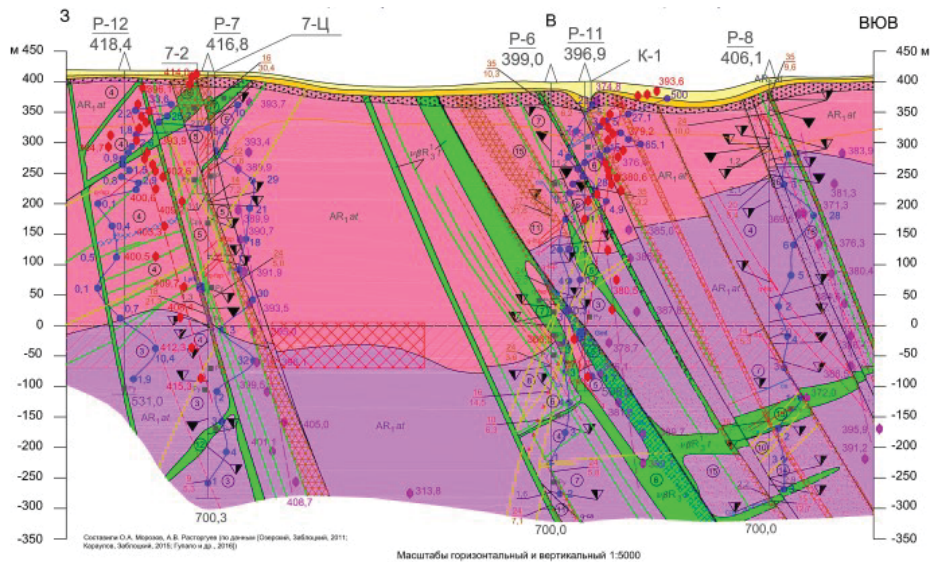


Рис. 2. Разрез с 3 на ВЮВ на участке Енисейский

На рисунке 3, приведен результат сопоставления натуральных и модельных значений. Можно отметить, что при снижении уровня в скважине при откачке понижении составляет  $S_{\text{сниж}}^P = 126.04$  м на модели данная величина получилась  $S_{\text{сниж}}^m = 127.35$  м, при восстановлении уровня данную картину воссоздать не удалось в связи с неравномерными измерениями в полевых условиях, а также за счет непростого геологического строения. При восстановлении  $S_{\text{вост}}^m = 12.5$  м получен на модели, в реальности  $S_{\text{вост}}^P = 19.85$  м. Результаты полученных параметров отражены в таблице 2.

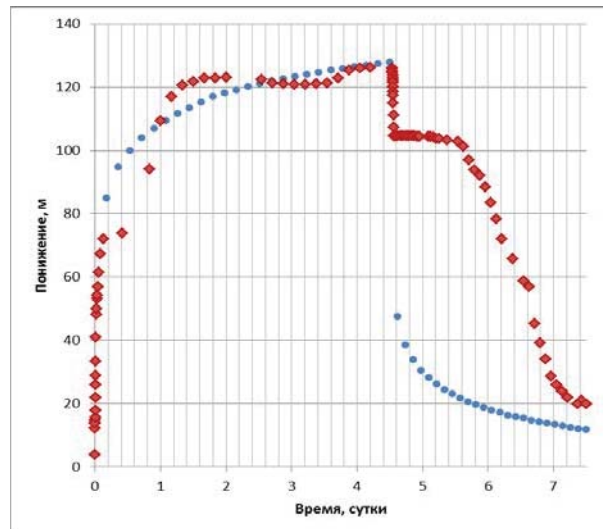


Рис.3. Результаты сопоставления в наблюдательной скважине 7-Ц. (красный – результаты наблюдений полученные в полевых условия, синий – результаты наблюдений полученные на модели)

Таблица 2. Параметры модели

| Элемент геологического строения                    | Коэффициент фильтрации, м/сут | Упругая емкость породы $S_s$ , 1/м | Гравитационная емкость, $S_y$ |
|--|-------------------------------|------------------------------------|-------------------------------|
| Четвертичные отложения. Суглинки песчанистые.      | 0.1                           | 5e-6                               | 0.001                         |
| Нижний архей. Плагиогнейсы, гнейсы.                | 5e-5                          | 1e-6                               | 0.0001                        |
| Токминский дайковый комплекс, дайки метадолеритов. | 8e-5                          | 1e-6                               | 0.0001                        |
| Зоны повышенной трещиноватости                     | 0.00023                       | 1e-6                               | 0.0001                        |

## 4. Заключение

В результате моделирования были получены основные фильтрационные характеристики для четырех элементов геологического строения. Основными параметрами, которые сильно влияют на ход откачки, являются коэффициент фильтрации: матрицы и зон повышенной трещиноватости. Для дальнейшего изучения необходимо оценивать именно трещиноватые зоны, которые могут повлиять на скорость миграции радионуклидов при захоронении радиоактивных отходов.

## Литература

1. .Опытно-фильтрационные работы. Под редакцией В.М. Шестакова и Д.Н. Башкатова. М., «Недра», 1974, 204 с.
2. .Озерский А.Ю., Заблоцкий К.А. Геологические исследования (оценочная стадия) объекта окончательной изоляции радиоактивных отходов на Нижне-Канском массиве (участок «Енисейский»). ОАО «Красноярскгеология», Красноярск, 2011.
3. .Шестаков В.М. Гидрогеодинамика. – Москва, КДУ, 2009. – 334 с.
4. .Konikow, L.F., Hornberger, G.Z., Halford, K.J., and Hanson, R.T., 2009, Revised multi-node well (MNW2) package for MODFLOW ground-water flow model: U.S. Geological Survey Techniques and Methods 6–A30, 67 p.

# Моделирование аварии с обесточиванием ХОЯТ РБМК на стадии разогрева воды в бассейнах до кипения

*Осинов А.М., Федосов А.М., Гольцев А.О., Прохоренков С.В., Смирнова А.К., Финошкина Д.В.*

НИЦ «Курчатовский институт»

тел: (965)157-93-38, эл. почта: Prokhorenkov\_SV@nrcki.ru

## Введение

Одним из условий безопасного хранения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) является надежный отвод тепла от отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС). Для реакторов РБМК выгруженное из активной зоны топливо хранится в приреакторном бассейне выдержки (БВ) не менее 1-го года, после чего его перемещают в бассейны хранилища отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ), расположенного на территории атомной электростанции. На последнем этапе, когда уровень остаточного энерговыделения снижается на столько, что хранящиеся топливные кассеты уже не требуют водяного охлаждения, используется сухое хранение тепловыделяющих элементов в металло-бетонных контейнерах.

При бассейновом способе хранения ОЯТ всегда существует гипотетическая возможность возникновения ситуации с обезвоживанием хранилища, при этом уровень остаточного энерговыделения в ОТВС относительно высокий, что приводит к их разогреву. Обезвоживание может произойти и при медленном снижении уровня воды в результате кипения и выпаривания воды их отсеков хранения.

Настоящая работа посвящена анализу двух исходных событий на хранилище отработавшего ядерного топлива РБМК-1000, приводящих к разогреву ОТВС. Изначальные материалы, обосновывающие безопасность проектов хранения, основывались на результатах анализа, в котором процесс испарения жидкости с поверхности воды не учитывался.

## Результаты

Проведённые в (1) и (2) исследования показали важность учета процессов тепло- и массообмена при испарении воды с поверхности недогретой до кипения жидкости в ходе анализа по нагреву системы с внутренним источником тепла.

Основываясь на подходе, описанном в (2), была разработана расчётная модель для анализа начальной стадии аварии на хранилище отработавшего ядерного топлива РБМК-1000.

Было рассмотрено 4 сценария, два из которых связаны с аварией с полным обесточиванием ХОЯТ, а два с разрушением стен отсеков бассейнов выдержки. Во втором случае происходит осушение пространства между пеналами, а сами пеналы остаются заполнены водой. ИС во всех 4-х случаях приводят к разогреву оставшейся воды к её испарению.

В качестве условной границ первой стадии аварии было принято начало кипения остатков воды в бассейнах и пеналах ХОЯТ.<sup>1</sup>

На рис. 1а представлен ход аварии при полном обесточивании ХОЯТ. Стены отсеков целы, в пространстве между пеналов присутствует вода.

<sup>1</sup> Считается, что в ходе кипения происходит интенсивное парообразование, при котором испарением с поверхности можно пренебречь.

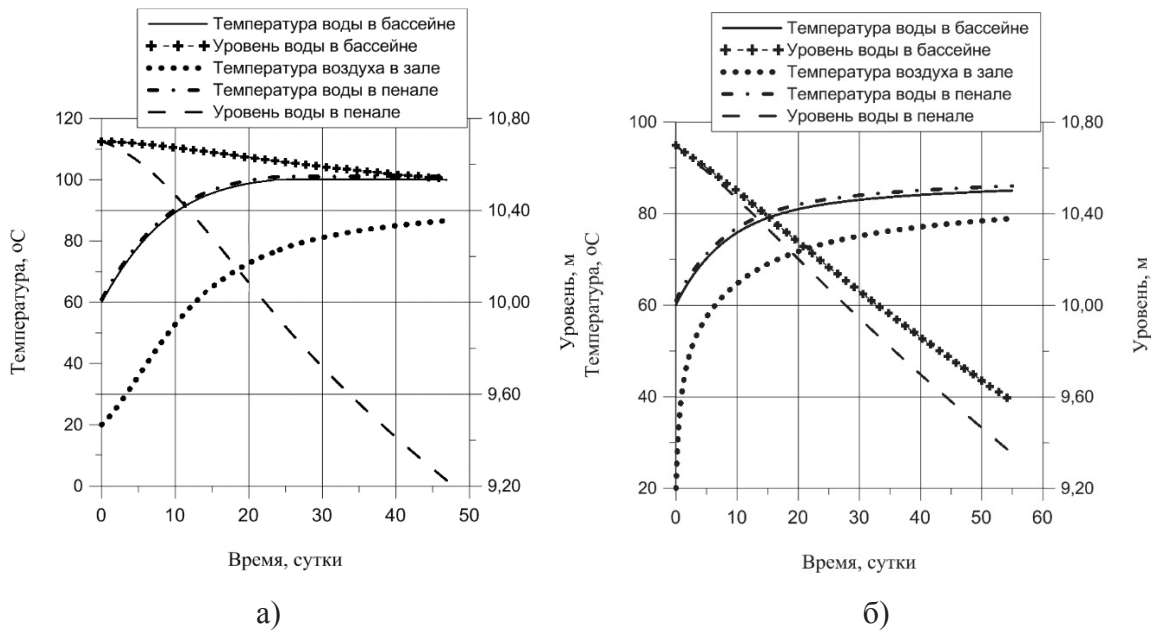


Рис. 1. Развитие аварии с потерей электроснабжения ХОЯТ на стадии разогрева воды до кипения (а - крышки щелевого перекрытия закрыты, б - крышки щелевого перекрытия открыты)

На рис. 1б, представлен результат моделирования той же аварии, но при условии, что персоналу удастся открыть крышки щелевого перекрытия. Данное действие предписано инструкцией по управлению ЗПА на ХОЯТ для предотвращения накопления взрывоопасной концентрации водорода в пространстве под ЩП.

Как видно из рисунков 1 (а, б), скорость испарения воды из пеналов и пространства между пеналами различна. При открытии крышки ЩП скорость снижения уровня воды в пеналах и бассейнах увеличивается, при этом температура воды существенно снижается. На рассмотренном периоде времени при открытых крышках ЩП температура кипения воды в пространстве отсеков бассейнов выдержки достигнута не была.

В случае аварии с разрушением стен отсеков бассейнов выдержки, процесс развивается по схожему сценарию, но с большей скоростью.

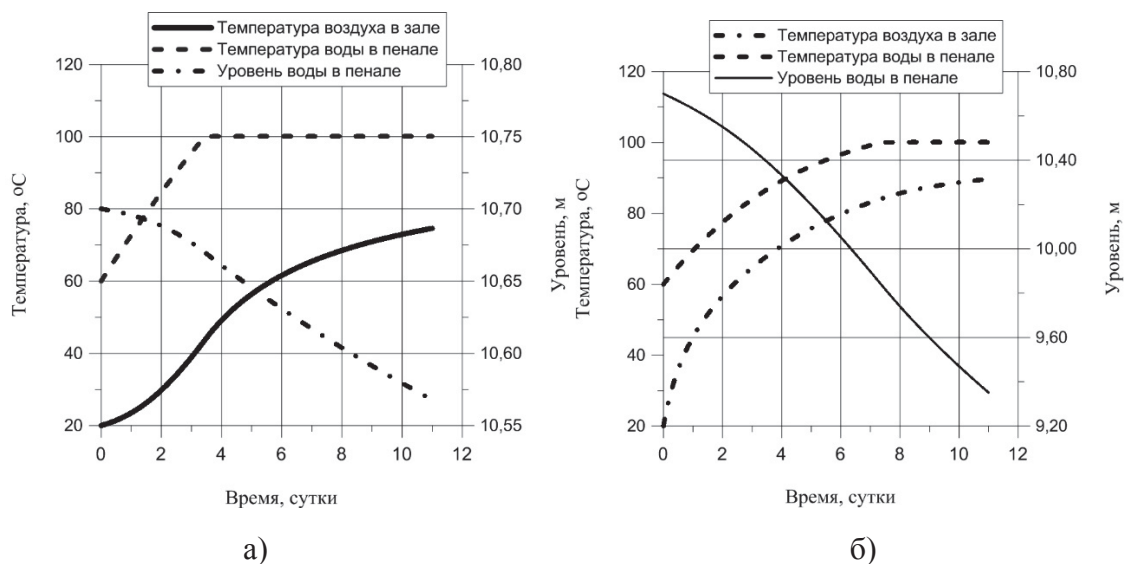


Рис. 2. Развитие аварии с обезвоживанием ХОЯТ на стадии разогрева воды до кипения (а - крышки щелевого перекрытия закрыты, б - крышки щелевого перекрытия открыты)



На рис.2 (а, б) представлен результат моделирования разогрева воды в пенах обезвоженного ХОЯТ. Время достижения температуры кипения воды в пенах существенно меньше полученного на рис. 1 (а, б) значения. Но, как и в предыдущем случае, открытие крышек ЩП приводит, с одной стороны, к снижению температуры воды и отодвигает время начала кипения воды в пенах с ОТВС, с другой стороны, к увеличению скорости снижения уровня воды в пенах.

Само снижение уровня воды в пенах и в стенах бассейнов выдержки приводит к уменьшению слоя водной биологической защиты, что приводит к увеличению дозовой нагрузки в помещениях аварийного ХОЯТ.

В таблице №1 представлено время начала кипения для рассмотренных сценариев аварии и приведено значение разогрева ХОЯТ без учета испарения жидкости с поверхности воды. Как видно из таблицы, не учёт этого явления приводит к существенной ошибке моделирования.

**Таблица 1. Учет теплоты испарения при разогреве ХОЯТ**

|  | <b>Время до начала кипения без учета испарения, сутки</b> | <b>Время до начала кипения воды, сутки</b> | <b><math>\Delta \tau</math>, сутки</b> |
|--|---|--|--|
| <b>Полное обесточивание крышки ЩП закрыты</b>    | 6,25  | 24   | 17,75                                  |
| <b>Полное обесточивание крышки ЩП открыты</b>    | 6,25  | *<br>-                                     | *<br>-                                 |
| <b>Обезвоживание бассейнов крышки ЩП закрыты</b> | 2,5   | 3,4  | 0,9                                    |
| <b>Обезвоживание бассейнов крышки ЩП открыты</b> | 2,5   | 7,4  | 4,9                                    |

\*-в варианте №2 температура кипения не была достигнута.

## **Заключение**

Учет теплоты испарения жидкости с поверхности при анализе аварийного ХОЯТ приводит к существенному смещению времени начала кипения воды в хранилище.

## **Литература**

1. Осипов А.М., Гольцев А.О., Ильин А.В., Федосов А.М., Брагин Е.Ю. Экспериментальное исследование нагрева систем с низкими тепловыми потоками // Атомная энергия. 2019. Том 126, вып. 2, стр.76-80.
2. Осипов А.М., Гольцев А.О., Ильин А.В., Федосов А.М., Захарова Л.Н., Расчетное моделирование систем с низкими тепловыми потоками // Атомная энергия (в редакции).

# Анализ и разработка рекомендаций по повышению динамической устойчивости энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2 в режимах с нарушением нормальной эксплуатации системы питательной воды

Пугачёв М.А., Жуденков В.В., Мамонтов Г.А.

АО «Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций»

тел: (495) 372-16-11, эл. почта: VVZhudenkov@vniiaes.ru

## 1. Введение

Анализ проекта энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2 показывает, что в переходных процессах с нарушением нормальной эксплуатации системы питательной воды в режимах с отключением ПЭН отмечена недостаточная динамическая устойчивость энергоблока.

В соответствии с проектом в системе питательной воды предусмотрена установка пяти питательных электронасосов (ПЭН) типа ПЭА 1840-80. На номинальном уровне мощности в работе находятся четыре насоса, один ПЭН в резерве.

В переходных процессах с нарушением в работе системы питательной воды – при отключении ПЭН и не успешном АВР резервного насоса – происходит увеличение расхода оставшихся в работе ПЭН. Это обуславливается изменением напорной характеристики ПЭН при неполном числе работающих насосов и изменением гидравлической характеристики сети вследствие работы регуляторов системы питательной воды. При повышении расхода питательной воды или снижении давления на напоре ПЭН проектом предусмотрено отключение насоса технологической защитой.

Положение рабочей точки для гидравлических характеристик сети и питательных насосов при различном числе работающих ПЭН представлено на диаграмме, приведенной на рисунке 1. При отключении одного или двух насосов и постоянном гидравлическом сопротивлении сети (неизменном положении ОРК ПГ) рабочая точка системы смещается в область пониженного напора и, как следствие, повышенного единичного расхода каждого из оставшихся в работе насосов.

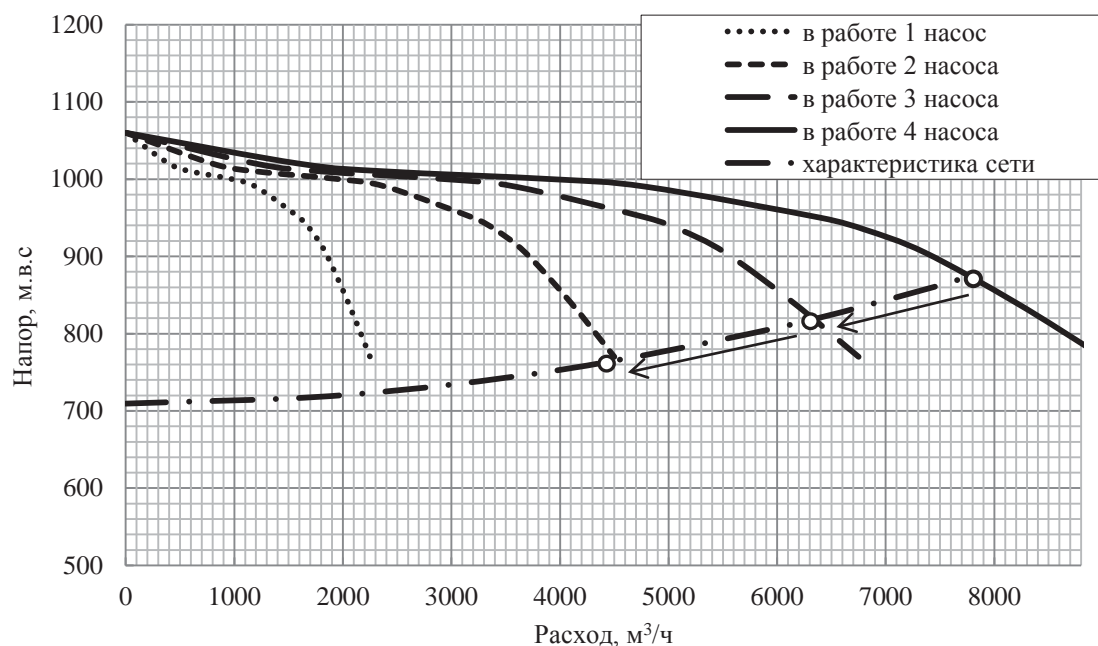


Рис. 1. Гидравлические характеристики сети и питательных насосов

Как видно из диаграммы, при отключении двух из четырех насосов рабочая точка смещается в зону предельного для насоса значения расхода 2250 м<sup>3</sup>/ч. При снижении гидравлического сопротивления сети – открытии регулирующих клапанов подачи питательной воды в ПГ рабочая точка системы будет смещаться в сторону еще большего значения расхода каждого из насосов.

Опыт эксплуатации и результаты расчетов показывают, что в режиме отключения ПЭН и не успешном АВР резервного насоса возможно достижение уставки на отключение оставшихся в работе ПЭН. В свою очередь это приводит к глубокому снижению уровня в парогенераторах, отключению ГЦНА и срабатыванию аварийной защиты реактора по фактору отключения трех и более ГЦНА.

При проведении пусконаладочных работ на энергоблоке № 1 Нововоронежской АЭС-2 была проведена корректировка проекта с изменением уставок защит на отключение основных питательных насосов по повышению расхода и снижению давления на напоре насосов.

В настоящей работе приведены результаты расчетного анализа режимов с отключением основных питательных насосов энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2 с учетом изменения уставок защит на отключение ПЭН и корректировки алгоритмов управления основных регуляторов уровня в ПГ.

## 2. Общие положения методики анализа

Исходные данные для проведения расчетного анализа, включая геометрические, технологические, теплофизические и теплогидравлические характеристики основного оборудования первого и второго контуров, а также алгоритмы управления технологическими процессами и перечень защит и блокировок принимаются на основании данных, представленных в техническом проекте энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2.

При разработке расчетной модели большое внимание было уделено моделированию системы питательной воды, поскольку ее характеристики оказывают непосредственное влияние на результаты расчетного анализа. По данным, полученным при опытно-промышленной эксплуатации на уровнях мощности 40%, 50%, 75% и 100% от номинальной, значение расходной характеристики  $K_{V_{\max}}$  основных регулирующих клапанов было проверено и скорректировано. Результаты динамических испытаний показали также различие расходных характеристик питательных насосов, что учитывается в разработанной модели.

Анализ проводится по реалистической методике, при задании начальных и граничных условий технологические параметры принимаются без учета консервативных отклонений на величину погрешности измерения и поддержания параметров.

В качестве критериев успешности переходных процессов принимаются критерии не достижения уставок защит на отключение ПЭН (критерий К1) и защит на отключение ГЦНА (критерий К2).

Ниже даны пояснения по приемочным критериям (табл. 1).

**Таблица 1. Описание приемочных критериев для режимов отключения двух ПЭН из четырех работающих**

| Приемочный критерий | Описание приемочного критерия  |
|---------------------|--|
| К1-1                | не достижение условий срабатывания защиты на отключение ПЭН по повышению расхода до 2050 м <sup>3</sup> /ч с выдержкой времени 90 с  |
| К1-1*               | не достижение условий срабатывания защиты на отключение ПЭН по повышению расхода до 2100 м <sup>3</sup> /ч с выдержкой времени 300 с |
| К1-2                | не достижение условий срабатывания защиты на отключение ПЭН по повышению расхода до 2250 м <sup>3</sup> /ч без выдержки времени      |
| К1-3                | не достижение условий срабатывания защиты на отключение ПЭН по снижению давления на напоре до 8,3 МПа с выдержкой времени 90 с       |
| К1-3*               | не достижение условий срабатывания защиты на отключение ПЭН по снижению давления на напоре до 8,0 МПа с выдержкой времени 300 с      |
| К1-4                | не достижение условий срабатывания защиты на отключение ПЭН по снижению давления на напоре до 7,7 МПа с выдержкой времени 3 с        |
| К2-1                | не достижение условий срабатывания защиты на отключение ГЦНА по повышению уровня в ПГ до «+200 мм» номинального                      |
| К2-2                | не достижение условий срабатывания защиты на отключение ГЦНА по снижению уровня в ПГ до «-500 мм» номинального                       |

\* - скорректированные уставки защит на отключение ПЭН

Расчетная модель энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2 с РУ В-392М разработана на базе кода RELAP5/Mod3.2. Код RELAP5/Mod3.2 предназначен для проведения анализа теплогидравлических процессов в контурах водо-водяных энергетических реакторов в режимах нормальной эксплуатации, нарушений нормальной эксплуатации и аварийных режимах.

Для тестирования разработанной модели выполнены поверочные расчеты режимов отключения двух ПЭН из четырех работающих без учета АВР резервного насоса и было отмечено хорошее совпадение расчетных параметров и результатов динамических испытаний на этапе ОПЭ энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2:

- отключение двух ПЭН из четырех работающих при мощности реактора 72 % номинальной 19.10.2016;
- отключение двух ПЭН из четырех работающих при мощности реактора 98 % номинальной 27.01.2017.

### 3. Результаты расчетного анализа

В качестве исходного события рассматривается отключение двух ПЭН из четырех работающих и не включение резервного насоса. Исходное состояние энергоблока принимается при работе на номинальном уровне мощности.

Принято, что на номинальном уровне мощности при отключении двух ПЭН из четырех работающих и не включении резервного насоса разгрузка реактора производится действием УПЗ с дополнительной разгрузкой реактора до допустимого уровня мощности действием устройства РОМ.

С целью определения максимально возможного отклонения параметров, характеризующих критерии успешности переходного процесса, при проведении расчетов не учитывалось срабатывание защит на отключение ПЭН по расходу питательной воды и по давлению на напоре, также не учитывалось срабатывание защит на отключение ГЦНА по уровню в ПГ.

Рассматриваются расчетные варианты для начала (режимы 1,3) и конца топливной кампании (режимы 2,4).

Выполнен ряд расчетов с учетом различных алгоритмов работы основного регулятора уровня в ПГ для следующих вариантов:

Вариант 1 – работа ОРУ ПГ по проектному алгоритму поддержания уровня в ПГ;

Вариант 2 – работа ОРУ ПГ в «стерегущем режиме» с переходом регулятора на поддержание расхода на напоре ПЭН при увеличении расхода любого ПЭН до 2000 м<sup>3</sup>/ч.

Основные результаты расчетов и оценка выполнения приемочных критериев приведены в таблице 2.

**Таблица 2. Выполнение приемочных критериев для режимов отключения двух ПЭН из четырех работающих**

| Номер режима | Алгоритм работы ОРУ | Выполнение критериев по отключению ПЭН (повышение расхода) |      | Выполнение критериев по отключению ПЭН (снижение давления) |      | Выполнение критериев по отключению ГЦНА (изменение уровня в ПГ) |      |
|--------------|---------------------|--|------|--|------|---|------|
|              |                     | K1-1 (K1-1*)   | K1-2 | K1-3 (K1-3*)   | K1-4 | K2-1  | K2-2 |
| Режим 1      | Вариант 1           | - (+)  | -    | - (+)  | -    | +   | +    |
| Режим 2      | Вариант 1           | - (-)  | -    | - (-)  | -    | -   | +    |
| Режим 3      | Вариант 2           | + (+)  | +    | - (+)  | +    | +   | +    |
| Режим 4      | Вариант 2           | + (+)  | +    | - (+)  | +    | +   | -    |

Анализ результатов расчетов показывает, что в режиме отключения двух ПЭН при номинальной мощности и работе ОРУ ПГ по проектному алгоритму поддержания уровня в ПГ установленные приемочные критерии по расходу и по давлению на напоре ПЭН не выполняются. В конце топливной кампании критерий по повышению уровня в ПГ не выполняется.

В режиме отключения двух ПЭН при номинальной мощности и работе ОРУ ПГ в «стерегущем режиме» с переходом регулятора на поддержание расхода ПЭН критерий К1-3 по давлению на напоре ПЭН не выполняется. В конце топливной кампании критерий по понижению уровня в ПГ не выполняется.

Необходимо отметить, что с учетом изменения уставок защит (расход 2100 м<sup>3</sup>/ч с выдержкой 300 с и давление 8,0 МПа с выдержкой 300 с) приемочные критерии К1-1\* и К1-3\* выполняются для всех рассмотренных режимов кроме режима 2. Для 4 режима, который соответствует эксплуатации в конце топливной кампании, критерий К-2-2 по снижению уровня в ПГ не выполняется.

#### **4. Выводы, предложения и рекомендации**

Проведенный анализ показал, что в режимах отключения питательных насосов и не включении резервного насоса отмечается недостаточная динамическая устойчивость энергоблока. В указанных режимах при проектном алгоритме работы ОРУ ПГ с поддержанием уровня в ПГ происходит повышение расхода оставшихся в работе ПЭН и снижение давления на напоре насосов до уставок технологических защит на отключение основных питательных насосов. Это приводит к глубокому снижению уровня в парогенераторах, отключению ГЦНА и срабатыванию АЗ реактора.

Задача повышения динамической устойчивости энергоблока в режимах с нарушением нормальной эксплуатации системы питательной воды может быть решена путем корректировки алгоритмов управления технологическими процессами.

Результаты расчетного анализа переходного процесса при «стерегущем» режиме работы ОРУ ПГ с переключением на поддержание расхода ПЭН 2000 м<sup>3</sup>/ч показали, что в переходном процессе возможно снижение давления на напоре ПЭН до срабатывания защиты на отключение питательных насосов по уставке 8,3 МПа с выдержкой времени 90 с.

Для обеспечения запаса до срабатывания защит на отключение основных питательных насосов выполнен анализ предложений по изменению уставок технологических защит:

- изменение уставки защиты ПЭН по повышению расхода с 2050 м<sup>3</sup>/ч с выдержкой времени 90 секунд на 2100 м<sup>3</sup>/ч с выдержкой времени 300 секунд;
- изменение уставки защиты ПЭН по снижению давления на напоре с 8,3 МПа с выдержкой времени 90 секунд на 8,0 МПа с выдержкой времени 300 секунд.

Выполненный расчетный анализ показал, что при указанном изменении уставок обеспечивается запас до срабатывания защит на отключение ПЭН во всех рассмотренных режимах.

Результаты расчетного анализа показали, что в конце топливной кампании возможно снижение уровня в ПГ до уставки защиты на отключение ГЦНА «-500 мм». Для исключения глубокого снижения уровня в ПГ рекомендуется увеличить степень разгрузки реактора действием УПЗ, для этого при выборе группы ОР СУЗ УПЗ принимать более «тяжелую» группу.

# Средства визуального анализа данных в задачах обоснования безопасности

*Рукавичникова А.А., инженер-исследователь ИБРАЭ РАН*

*Научный руководитель: к.ф.-м.н. Свительман В.С.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН.

тел.: (495) 955-23-06, эл. почта: taa@ibrae.ac.ru

## 1. Введение

Визуальное представление сложной информации ясным, содержательным и эстетически привлекательным образом становится требованием современности. С ростом объемов информации и развитием соответствующих программных средств подходы визуального анализа данных набирают популярность в различных областях человеческой деятельности. Не являются исключением и задачи, связанные с обоснования и демонстрации безопасности.

Согласно международным требованиям [1] [2] и общепринятым практикам обоснование долговременной безопасности ПГЗРО должно документироваться и представляться заинтересованным сторонам (научным экспертам, регулирующим органам, общественности и т.д.) с различным уровнем технической детализации. Уровень детализации аргументов безопасности и сопутствующей информации должен быть достаточным для обеспечения информирования целевой аудитории и поддержки принимаемых на данном этапе решений. И визуальное представление релевантной информации часто является основным инструментом перевода объемных и многогранных результатов разностороннего анализа в конденсированную форму, необходимую для понимания и информированного принятия решений.

В данной работе на нескольких примерах демонстрируется то, как с использованием различных типов визуализации из одних и тех же данных может быть извлечена различная информация.

## 2. Методы представления данных

Основная цель визуализации заключается в улучшении восприятия информации, объяснении сложных взаимосвязей в простых образах и передаче большого объема данных в компактном и привлекательном виде. На данный момент существует достаточно большое количество средств визуализации данных, как узкоспециализированных, так и общего назначения, которые могут отличаться 1) характером данных, которые можно визуализировать с помощью данного средства; 2) методами визуализации и доступными образами представления данных; 3) возможностями взаимодействия с визуализацией (статичные или интерактивные представления).

В качестве источника информации могут выступать данные разных размерностей (одномерные временные ряды, функции от нескольких переменных, пространственно-распределенные данные). Также данные могут быть различных типов: числовые и категориальные, тексты на естественных и искусственных языках (например, тексты программ), метаданные и связи объектов (иерархии организаций, словари и энциклопедии понятий, гиперссылки и т.д.).

Для визуализации перечисленных типов данных используются различные визуальные образы и методы их создания. Очевидно, что количество визуальных образов, которыми могут представляться данные, ограничиваются только человеческой фантазией. Основное требование к ним – это наглядность и удобство анализа данных, которые они представляют. Методы визуализации могут быть как самые простые, так и более сложные, основанные на сложном математическом аппарате. Также могут при необходимости отображения большого количества сложных данных использоваться комбинации различных методов. Выделяют следующие типы методов визуализации:

- стандартные 2D/3D-образы – линейные графики, диаграммы (линейные, столбчатые, круговые и т.д.), гистограммы и т.п.;
- геометрические преобразования – диаграмма разброса данных, параллельные координаты и т.п.;
- отображение значений элементов многомерных данных в свойства образов (человеческие лица, стрелки, звезды и т. п.);

- отображение каждого измерения значения в цветной пиксел и их группировка по принадлежности к измерению;
- иерархические образы – древовидные карты и наложение измерений.

Но организация данных по типу переменных не всегда оказывается полезной. Большинство людей думают в терминах сообщения, например, о том, что собой представляет большой и сложный объект, из каких он состоит из частей, как одни составляющие связаны с другими. И именно в зависимости от целей автор должен определиться с типом используемых диаграмм.

На рисунке 1 представлен пример возможного выбора метода визуализации данных в зависимости от структуры самих данных и сообщения, которое автор хочет донести в графическом виде. Тем не менее, понятно, что в силу очевидных причин (разнообразие исходных данных, значимость контекста для восприятия информации) такое разделение не является исчерпывающим, и визуализация данных все же находится на стыке науки и искусства.

Еще одно соображение, следующее из разнообразия возможных представлений одних и тех же данных: чтобы рассказать полную историю, нам может потребоваться не одна визуализация, а серия. А чтобы эта история была доступна для понимания целевой аудиторией, необходимо убедиться, что [5]: 1) есть простое представление данных в общем виде; 2) для необходимых сложных графиков представлены упрощенные представления; 3) графики легко запоминаются, а отдельные серии различимы; 4) история последовательна и не содержит повторов.

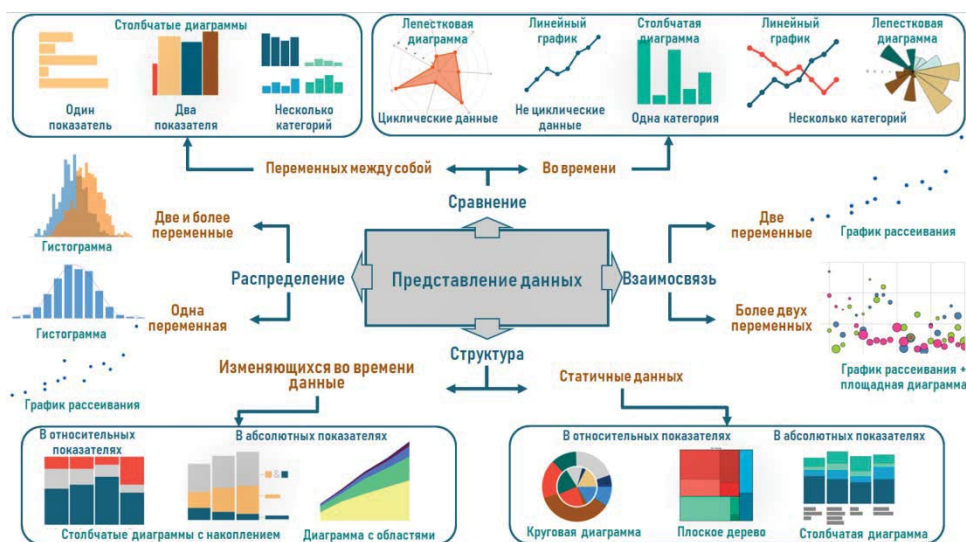


Рис. 1. Пример выбора метода визуализации данных.

### 3. Примеры из практики

Рассмотрим несколько примеров в качестве иллюстрации того, как различные представления одних и те же данных могут акцентировать внимание на различных аспектах.

Первый пример – это программа исследований, запланированных для обоснования долговременной безопасности проектируемого ПГЗРО в Нижнеканском массиве [6]. Программа состоит из более 150 исследовательских задач разного уровня, каждая из которых может относиться к определенному элементу системы захоронения (геосфера, система инженерных барьеров, РАО, оборудование, биосфера). Выделяются существенно различающиеся типы исследований: мониторинг, натурные исследования, лабораторные эксперименты, теоретические оценки и численное моделирование, отработка технологий и управление информацией. Вся эта информация отражена на рисунке 2, количество исследований, относящихся к каждой группе (например, лабораторные исследования свойств инженерных барьеров безопасности), показано цветом. Кроме того, исследования могут проводиться на поверхности либо в подземной исследовательской лаборатории, поэтому в соответствующей ячейке может быть указано 2 числа. Но если мы хотим просто сравнить, как соотносится количество разных типов исследований для задач, связанных с геосферой и с системой инженерных барьеров, то нам будет достаточно рисунка 3. На программу исследований можно посмотреть и с другой стороны: в процессе

реализации группы задач могут относиться различным мероприятиям, поэтому на рисунке 4 показана связь организационной и тематической структур.



Рис. 2. Количество исследований по элементам системы захоронения и типам

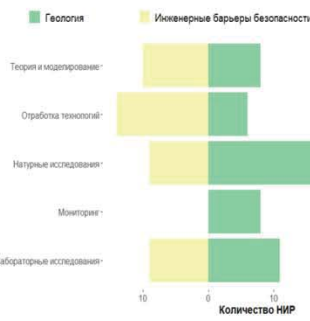


Рис. 3. Количество исследований для двух элементов системы захоронения

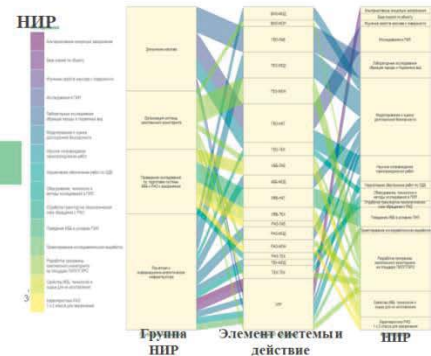


Рис. 4. Связь организационных и тематических групп исследований

Следующая группа визуализаций относится уже к более позднему этапу жизненного цикла ПГЗРО – сопоставлению результатов экспериментов в подземной исследовательской лаборатории и численного моделирования. В качестве примера рассмотрен фрагмент результатов одного из исследований в лаборатории Монт-Терри [7]. На рисунке 5 приведены измеренные и смоделированные значения давления поровой воды на поверхности нагревателя, имитирующего тепловое поведение РАО, который расположен в глинистой среде. Желтыми точками показаны экспериментальные значения с датчиков, а линиями разных цветов – результаты, полученные при помощи различных численных моделей (Рис. Рис. 5). Если нам необходимо только показать, какая модель лучше соответствует эксперименту в среднем, то будет достаточно графика на рис. Рис. 6.

Последний пример также относится к исследованиям для обоснования безопасности. Это результаты анализа чувствительности выходных данных конкретной модели к ее входным параметрам.

На круговой диаграмме (Рис. 7) представлены индексы чувствительности первого порядка для выходной величины  $Y$ . Такой вид довольно нагляден: полный круг соответствует вариации результатов моделирования при изменении входных параметров  $X_1, X_2, X_3, X_4, X_5, X_6$  в заданных диапазонах, а секторы различных цветов обозначают независимый вклад каждого из параметров. Если модель аддитивна, то секторы будут заполнять весь круг и такого представления будет достаточно.

В случае неаддитивных моделей в вариацию результата может вносить вклад также взаимодействие параметров. Поэтому на следующем рисунке – столбчатой диаграмме с накоплением (рис. 8) для каждого из параметров показаны вместе с индексами чувствительности первого порядка (независимый вклад) еще и индексы полного вклада (с учетом взаимодействий). Кроме того, некоторые методы анализа чувствительности могут давать информацию о погрешности рассчитанных индексов чувствительности – если нам необходимо представить и эту информацию, то понадобится столбчатая диаграмма с доверительными интервалами (рис.9).

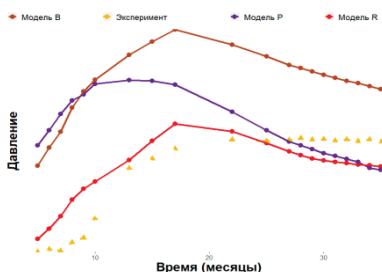


Рис. 5. Сравнение экспериментальных и модельных кривых по данным [7]

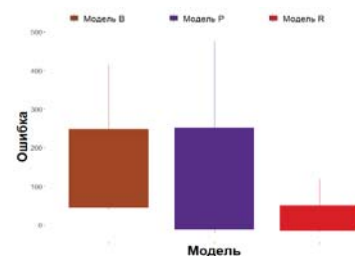


Рис. 6. Среднее отклонение результатов моделирования



## 4. Заключение

В работе предпринята попытка охватить основные принципы, методы и концепции, необходимые для визуализации данных в применении к задачам, связанным с разработкой, документированием и презентацией оценок и обоснования долговременной безопасности.

Визуализация как подход к представлению данных:

- позволяет легко идентифицировать закономерности в больших объемах данных;
- делает кажущиеся абстрактными идеи «убедительно конкретными»;
- позволяет не перегружать зрителя, отсекая посторонние детали и информацию;
- способствует обнаружению неожиданной информации и связей в сложных процессах.

И в силу того, что процесс обоснования и демонстрации безопасности включают в себя коммуникации большого количества вовлеченных сторон (исследовательские организации, организации по обращению с РАО, регулирующие органы, заинтересованная общественность и т.д.), качественная и убедительная визуализация сложных технических результатов не просто обладает целым рядом достоинств, но является необходимостью.

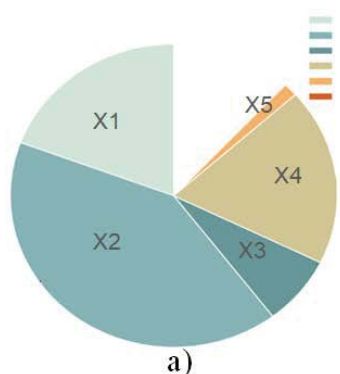


Рис. 7. Индексы чувствительности первого порядка

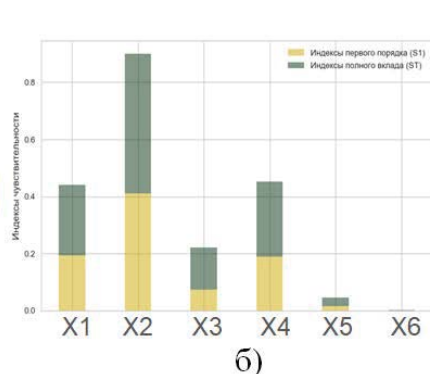


Рис. 8. Индексы чувствительности первого порядка и полного вклада

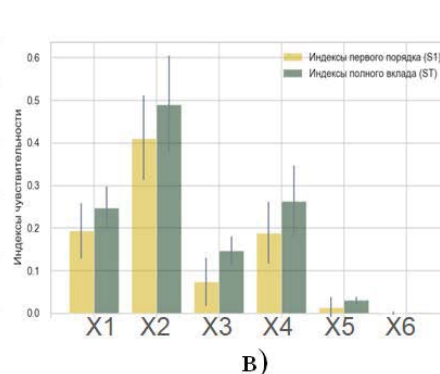


Рис. 9. Индексы чувствительности первого порядка и полного вклада и их доверительные интервалы

## Литература

1. Захоронение радиоактивных отходов. Конкретные требования безопасности № SSR-5. Нормы МАГАТЭ по безопасности. — МАГАТЭ, Вена, 2011. — 104 с.
2. Bailey L. et al. Communication on the Safety Case for a Deep Geological Repository. — Organisation for Economic Co-Operation and Development, 2017. — №. NEA--7336.
3. Анализ данных и процессов: учеб. пособие / А. А. Барсегян, М. С. Куприянов, И. И. Холод, М. Д. Тесс, С. И. Елизаров. — 3-е изд., перераб. и доп. — СПб.: БХВ-Петербург, 2009. — 512 с.: ил.
4. Few S. Now you see it: simple visualization techniques for quantitative analysis. — Analytics Press, 2009.
5. Wilke C. O. Fundamentals of Data Visualization: A Primer on Making Informative and Compelling Figures. — O'Reilly Media, 2019.
6. Дорофеев А. Н., Большов Л. А., Линге И. И., Уткин С. С., Савельева Е. А. Стратегический мастер-план исследований в обоснование безопасности сооружения, эксплуатации и закрытия пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов // Радиоактивные отходы. — 2017. — № 1. — С. 32—41.
7. Garitte B. et al. Evaluation of the predictive capability of coupled thermo-hydro-mechanical models for a heated bentonite/clay system (HE-E) in the Mont Terri Rock Laboratory // Environmental Earth Sciences. — 2017. — Vol. 76. — №. 2. — p. 64.

# Расчетный анализ защитной оболочки АЭС-2006 при воздействии предварительного напряжения

*Скоринова М.И., Киселев Александр С., Киселев Алексей С.*

*Научный руководитель: к.т.н. Медведев В.Н.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-22-69, эл. почта: skorikova@ibrae.ac.ru

АЭС-2006 – это проект российской атомной станции поколения «3+» с улучшенными технико-экономическими показателями, главной особенностью которого является использование дополнительных пассивных систем безопасности в сочетании с традиционными активными, делающими станцию максимально устойчивой к внешним и внутренним воздействиям.

В проекте реализован полный комплекс технических решений, позволяющих обеспечить безопасность АЭС и исключить выход радиоактивных продуктов в окружающую среду. В частности, энергоблок оснащен двумя защитными оболочками с вентилируемым пространством между ними. Внутренняя защитная оболочка, состоящая из предварительно напряженного железобетона, обеспечивает герметичность объема, где расположена реакторная установка. Внешняя оболочка без предварительного напряжения, которая совместно с плитой перекрытия на отметке 0,000 ограничивает межоболочечное пространство, способна противостоять природным, техногенным и антропогенным (взрывы, падение самолета и т.д.) воздействиям на АЭС.

Внутренняя защитная оболочка АЭС-2006 состоит из пространственной фундаментной конструкции, цилиндрической части и полусферического купола. Внутренний радиус цилиндра составляет 22,0 м. Проектная толщина стенки цилиндра и купола – 1,2 м. Высота оболочки составляет 61,7 м. Внутренняя поверхность оболочки имеет герметичную стальную облицовку толщиной 6 мм. Оболочка армируется стержневой арматурой и пучками канатной арматуры.

Для создания предварительного напряжения использована ортогонально-петлевая схема расположения арматурных канатов. При этом горизонтальные арматурные канаты цилиндра и купола анкеруются на двух пилястрах, а вертикальные – в нижней кольцевой галерее. Для АЭС – 2006 применена не связанная система преднапряжения, арматурный пучок которой после монтажа инъектируется цементным раствором, а после набора цементным раствором проектной прочности осуществляется преднапряжение. В этом случае каждый армоканат защищен от взаимного влияния полиэтиленовой оплеткой и цементным раствором.

Натяжение арматурных пучков выполняется сразу на полное усилие. Это обстоятельство создает опасность трещинообразования внутри стены защитной оболочки из-за отсутствия фоновой обжатия [Л. 1]. Установленные в теле защитной оболочки датчики контрольно-измерительной аппаратуры радиального направления сигнализируют о том, что при проведении преднапряжения и длительной эксплуатации действуют растягивающие напряжения в радиальной арматуре, способные вызвать трещинообразование в теле железобетонной стенки.

На рисунке 1 приведено приращение радиальных напряжений в стержневой арматуре при преднапряжении защитной оболочки энергоблока № 3 Ростовской АЭС, створ № 1, отм. 32.6 м. Следует отметить, что для преднапряжения защитной оболочки энергоблока № 3 Ростовской АЭС применена новая система преднапряжения СПЗО-М [Л. 2], натяжение канатов которой осуществлялось сразу на полную величину. В этом случае величина радиальных напряжений в стержневой арматуре увеличилась на 19,4 % по сравнению с аналогичными результатами, полученными при преднапряжении защитной оболочки энергоблока № 1 Ростовской АЭС, где использовалась система преднапряжения СПН-1000 которая, за счет поэтапного натяжения арматурных элементов, создавала фоновое обжатие конструкции.

Для оценки влияния нагрузки от преднапряжения арматурных пучков на напряженное состояние внутри сечения стенки была разработана подробная трехмерная конечноэлементная модель одной четвертой части внутренней защитной оболочки АЭС-2006 с учетом наличия каналообразователей в цилиндрической части, а также наличия рядовой окружной, меридиональной и радиальной арматуры внутри стенки, включающая более 700525 узлов и 729256 линейных 8-узловых (для моделирования бетона) и 2-ух узловых стержневых (для моделирования арматуры) конечных элемента, а также ее укрупненные фрагменты. Вблизи внутренней и наружной поверхностей оболочки моделируется рядовая арматура с

применением стержневых конечных элементов, которые работают совместно с объемными конечными элементами, моделирующими бетон. Для этого разработан специальный алгоритм, не требующий совпадения сеток арматуры и бетонной стенки «узел в узел».

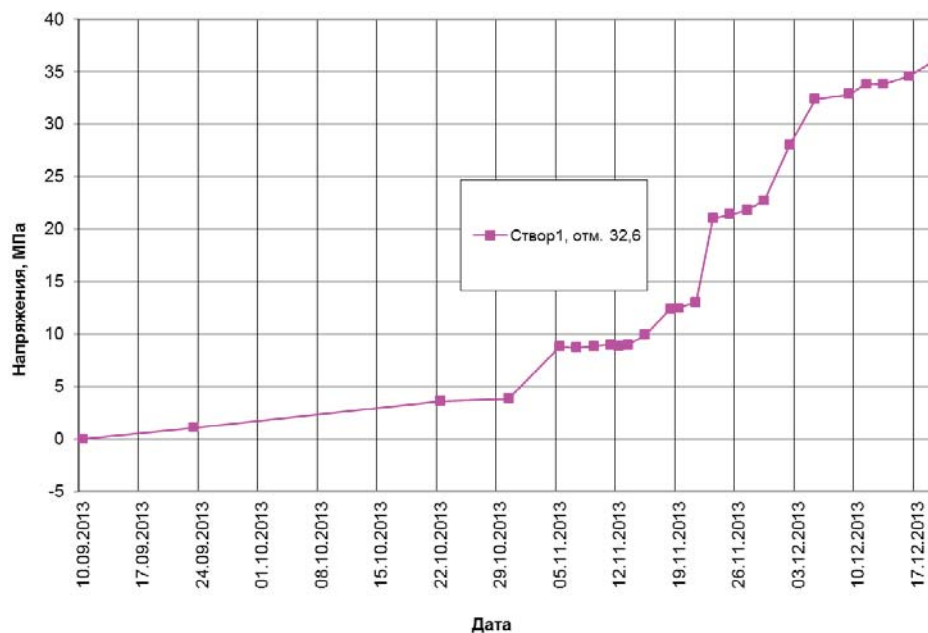


Рис. 1. Приращение радиальных напряжений стержневой арматуре при преднапряжении защитной оболочки с 10.09.2013 по 19.12.2013, 3-й блок РоАЭС, створ №1

Первоначально расчеты напряженно-деформированного состояния защитной оболочки при воздействии нагрузки от преднапряжения выполнены при воздействии единичного арматурного каната, располагаемого в вертикальном и горизонтальном направлении, для получения подробной информации о распределении напряжений по сечению стенки конструкции. Затем были выполнены расчеты от воздействия всех арматурных пучков системы преднапряжения.

Анализ результатов расчета показывает, что в теле защитной оболочки при воздействии системы преднапряжения наблюдаются в основном сжимающие напряжения. Однако в зонах каналообразователей и в зонах жесткого закрепления оболочки имеют место растягивающие напряжения (радиальные и осевые), которые могут вызвать трещинообразование в бетоне (рисунок 2). Кроме этого растягивающие напряжения величиной 20 – 27 МПа возникают в радиальной арматуре, что хорошо согласуется с результатами измерений напряжений в радиальной арматуре датчиками штатной измерительной системы.

Разработанная модель позволяет при расчетах напряженно-деформированного состояния в полной мере учесть сложную внутреннюю структуру конструкции защитной оболочки и получить уточненные оценки прочности защитной оболочки при эксплуатационных и аварийных нагрузках.

Детальные расчетные модели защитной оболочки АЭС с учетом реального расположения стержневой и напрягаемой арматуры, а также усовершенствованные алгоритмы расчета позволяют в дальнейшем перейти к решению важных задач обоснования безопасной эксплуатации защитных оболочек: выполнению нелинейных расчетов с учетом образования и раскрытия трещин, работы поперечной арматуры, ползучести бетона, эксплуатационных температурных воздействий в различных режимах АЭС, термического расширения полиэтиленовых каналообразователей.

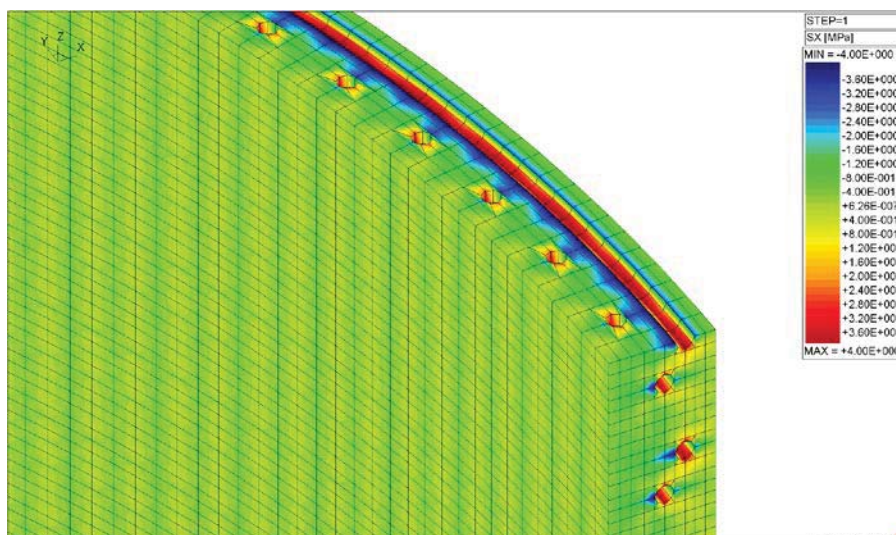


Рис. 2. Распределение радиальных напряжений в бетоне стенки защитной оболочки от воздействия нагрузки преднапряжения

## Литература

1. В.Н. Медведев, Александр С. Киселев, Алексей С. Киселев, В.Ф. Стрижов, А.Н. Ульянов «К вопросу о деградации защитных оболочек АЭС». Глобальная ядерная безопасность. Научно-практический журнал национального ядерного университета «Московский инженерно-физический университет». - № 4 (5) 2012. – С. 66-73.
2. В.Н. Медведев, А.Н. Ульянов «Сравнительный анализ систем предварительного напряжения защитных оболочек АЭС». Известия высших учебных заведений. Северо-Кавказский регион. Технические науки. – 2008. – Спецвыпуск – С. 99-105.

# Выход продуктов деления из топлива реактора ПИК

Смирнова А.К., Краюшкин А.В.

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

НИЦ «Курчатовский институт»

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

## 1. Введение

В настоящее время идет подготовка к пуску исследовательского реактора ПИК. На этапе подготовки большой интерес представляет анализ возможных аварий, радиационные последствия которых могут оказывать влияние на окружающую среду и население. Вопрос о количественной оценке выхода продуктов деления из ТВЭЛов является одной из важных составляющих анализа радиационных последствий аварий.

В реакторе основная часть ПД (продуктов деления), накапливающихся в результате реакции деления, содержится внутри тепловыделяющих элементов. Обширная утечка радиации может произойти только при повреждении или разрушении тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов), в которых содержатся накопленные ПД. В результате воздействия высокой температуры оболочки ТВЭЛ (являющиеся одним из защитных барьеров на пути выхода накопленных ПД в окружающую среду) могут потерять герметичность. При этом радионуклиды, накопленные под оболочкой, выходят в контур теплоносителя и, частично вследствие неплотностей в контуре, в помещения и далее в окружающую среду.

## 2. Зависимость выхода РН от размера топливного зерна

Частицы диоксида урана топлива ПИК, внедренные в медно-бериллиевую матрицу, имеют характерный размер 100 мкм. Фактически, по аналогии с топливом реактора СМ-3 [1], размер может составлять 200÷300 мкм, что на порядок превышает характерный размер зерна диоксида урана, составляющий 6-25 мкм [2].

Если в случае топливных таблеток энергетических реакторов с характерным размером  $10^4$  мкм первым, основным каналом выхода радионуклидов из диоксида оказывается выход через внутренние поры, то для частиц размером  $10^2$  мкм выход РН через геометрические поверхности частицы (второй канал) оказывается сравним с выходом по первому каналу.

В качестве примера был проведен расчет выхода йода-131 из частиц диоксида размером 100 мкм с размером зерен 10 мкм с использованием диффузионной модели из [3].

Предполагалось, что топливо облучается в реакторе в течение 1440 час (60 суток) при температуре 700К. Затем следует кратковременный нагрев топлива (температура скачкообразно повышается до 2300К, и повышение длится 2 часа). Т.е. имитируется авария в конце кампании ТВС. Величины выхода йода-131 приведены в таблице 1.

**Таблица 1. Выход йода-131 при нагреве топлива (% от накопленного)**

| № | Время, мин. | Выход через поры | Выход через поверхность | Полный выход |
|---|-------------|------------------|-------------------------|--------------|
| 1 | 0*          | 2.1              | 3.6                     | 5.7          |
| 2 | 15          | 10.0             | 8.0                     | 18.0         |
| 3 | 30          | 18.0             | 11.0                    | 29.0         |
| 4 | 45          | 25.0             | 13.0                    | 38.0         |
| 5 | 60          | 31.0             | 15.0                    | 46.0         |
| 6 | 75          | 36.0             | 16.0                    | 52.0         |
| 7 | 90          | 41.0             | 17.0                    | 58.0         |
| 8 | 105         | 45.0             | 18.0                    | 63.0         |
| 9 | 120         | 48.0             | 18.0                    | 66.0         |

В таблице 1 за ноль принят момент 1440 час – окончание облучения перед скачкообразным увеличением температуры.

Из расчета следует, что в течение 1-го часа выдержки при высокой температуре из диоксида выходит около половины накопленного йода-131. Затем темп выхода начинает замедляться, что, очевидно, объясняется снижением градиентов концентрации из-за ухода значительной части РН за пределы объема.

Согласно расчету по данной модели 90% йода-131 выходят через 4 часа выдержки при температуре 2300К. В таблице 2 приведена зависимость выхода от температуры выдержки в течение 1 часа.

**Таблица 2. Выход йода-131 (% от накопленного) в течение 1 часа в зависимости от температуры нагрева**

|                |      |      |      |      |      |
|----------------|------|------|------|------|------|
| Температура, К | 1400 | 1700 | 2000 | 2300 | 2600 |
| Выход, %       | 6    | 12   | 25   | 46   | 90   |

Данные таблиц 1 и 2 приводят к очевидным выводам:

1. необходимо минимизировать температуру топлива (если это возможно) в процессе развития аварии;
2. необходимо минимизировать время нахождения топлива при высокой температуре.

Ниже рассмотрим, как зависит выход от размера частиц диоксида.

Результаты расчета по нашей модели приведены в таблице 3. Во всех случаях рассматривался, как и ранее, режим работы в течение 1440 час при температуре 700К и затем выдержка при температуре 2300К, имитирующая разогрев при аварии.

**Таблица 3. Зависимость выхода йода-131 (% от накопленного) от размера частиц диоксида урана**

| Время, мин | Диаметр частиц, мкм |      |      |
|------------|---------------------|------|------|
|            | 100                 | 200  | 300  |
| 0          | 5.7                 | 3.9  | 3.3  |
| 15         | 18.0                | 15.0 | 14.0 |
| 30         | 29.0                | 25.0 | 23.0 |
| 45         | 38.0                | 33.0 | 31.0 |
| 60         | 46.0                | 40.0 | 38.0 |

За ноль по времени принят момент окончания облучения в течение 1440 час перед скачкообразным повышением температуры с 700 до 2300К.

Видно, что с ростом размеров частиц диоксида снижается выход в процессе облучения (до момента  $t = 0$ ). В процессе же нагрева зависимость выхода от размера довольно слабая.

Представляет интерес также зависимость выхода РН от размеров зерна диоксида урана, используемого для формирования топливных частиц. “Стандартное” значение этого параметра, принятое в модели – 10 мкм. Однако, теоретически, размер зерна может быть увеличен (это обсуждается, например, в [1]).

Результаты расчета для фиксированного размера частиц диоксида 100 мкм и переменного размера зерна диоксида приведены в таблице 4. Здесь рассматривается такой же режим облучения с последующим нагревом, как и в таблице 3.

**Таблица 4. Зависимость выхода йода-131 (% от накопленного) от размера зерна диоксида**

| № | Время, мин. | Размер зерна 10 мкм | Размер зерна 20 мкм | Размер зерна 30 мкм |
|---|-------------|---------------------|---------------------|---------------------|
| 1 | 0           | 5.7                 | 4.1                 | 3.8                 |
| 2 | 15          | 18.0                | 11.0                | 9.8                 |
| 3 | 30          | 29.0                | 17.0                | 14.0                |
| 4 | 45          | 38.0                | 21.0                | 18.0                |
| 5 | 60          | 46.0                | 25.0                | 21.0                |
| 6 | 75          | 52.0                | 29.0                | 23.0                |
| 7 | 90          | 58.0                | 32.0                | 26.0                |
| 8 | 105         | 63.0                | 35.0                | 28.0                |
| 9 | 120         | 66.0                | 38.0                | 30.0                |

Видно, что с увеличением размера зерна выход снижается, зависимость от этого размера несколько более значительная, чем от размера частиц диоксида, но также не является существенной. Например, увеличение размера зерна с 10 до 30 мкм снижает выход за 120 мин выдержки при температуре 2300К примерно вдвое.

Можно ожидать, что и дозовые нагрузки в аварии снизятся вдвое. Это, однако, не изменяет принципиально радиационные последствия.

### 3. Заключение

При нагреве топлива реактора ПИК в результате аварии накопленные в частицах диоксида урана РН будут выходить из объема частиц.

Скорость выхода снижается с увеличением размера частиц диоксида урана и с увеличением размера зерен диоксида, используемых при формировании частиц. Однако, снижение не является значительным и не превышает двух раз. Это означает, что оптимизация указанных размеров при изготовлении топлива не сможет обеспечить кардинального снижения доз при авариях.

При авариях для снижения радиационных последствий необходимо минимизировать температуру топлива и время нахождения топлива при высоких температурах.

### Литература

1. А.В. Козлов “Разработка усовершенствованного твэла для высокотемпературного реактора типа СМ”. Автореферат, Москва, 2016г.
2. А.В. Сухих, С.С. Сагалов, С.В. Павлов “Топливо канальных кипящих реакторов большой мощности: проблемы и решения”. Дмитровград, 2016г.
3. В.Н.Бабайцев, И.Н.Гераскин, А.В.Краюшкин, А.К. Смирнова “Применение диффузионной модели для расчета выхода радионуклидов из топлива”. ВАНТ Сер. Физика ядерных реакторов, 2019, вып. 1, стр. 74-82.
4. Ч. Уэрт, Р. Томсон “Физика твердого тела”, Издательство МИР, Москва, 1969г.

# Иерархический поиск текстовой документации по вопросам захоронения РАО

*Сорокин Д.И., аспирант 4 года МФТИ*

*Научный руководитель: к.ф.-м.н., снс ИБРАЭ РАН Нужный А.С.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: dmitrii.sorokin@phystech.edu

## 1. Введение

В ИБРАЭ РАН накоплен большой объем текстовой документации по объектам захоронения радиоактивных отходов. Общее количество различных документов на данный момент превышает 6000. Тематический анализ «вручную» часто не представляется возможным, поэтому требуется привлечение методов обработки естественного языка.

В работе описывается программа, позволяющая решать задачи визуального представления коллекции документов, относящихся к ядерной энергетике и поиска по автоматически выявляемым тематикам. Программа позволяет оценивать полноту собранной информации по объектам захоронения радиоактивных отходов и выявлять недостаточно раскрытые темы. В работе также представлен использованный при разработке алгоритмов математический аппарат и результаты апробации программы.

## 2. Предобработка текстов

При тематическом поиске фрагменты текста часто рассматриваются в приближении «мешка слов», когда учитывается только факт присутствия слова в документе, но не берется в рассмотрение их порядок. При анализе текстов в приближении «мешка слов» теряют смысл падежи и склонения. В этом случае целесообразно привести все слова к так называемой нормальной форме: существительные – к именительному падежу, единственному числу; прилагательные – к именительному падежу единственному числу, мужскому роду; глаголы, причастия, деепричастия – к нормальной форме глагола. Нормализация слов русского языка позволяет сжать словарь корпуса примерно в 5 раз, что, в конечном итоге, увеличивает точность поиска и рубрикации. Для нормализации слов в данной программе использовалась библиотека `morphu` [1].

Следующие шаги, практически всегда применяемым при анализе текстов и также призванные повысить точность поиска – это удаления из рассмотрения так называемых стоп-слов (союзов, предлогов и других часто употребляемых слов) и отбрасывание редко встречающихся слов. Последние часто являются опечатками и вносят шум в данные.

Для тематического поиска часто используются методы, основанные на векторном представлении слов – когда каждому слову ставится в соответствие вектор в признаковом пространстве. Такие векторные представления стремятся создать описание, при котором близкие по смыслу слова, синонимы, имеют близкие по евклидову расстоянию векторы, далекие, антонимы, – далекие. В этом случае всему тексту можно поставить в соответствие вектор, рассчитанный, как средний вектор, входящих в него слов. В случае удачного построения векторного представления, векторы тематически близких текстов будут близки, далеких – далеки.

Программа использует заранее построенный словарь соответствия слова вектору для расчета вектора фрагмента текста. Эта процедура также ресурсоемкая, поэтому было решено расчет среднего вектора проводить автономно, а результат сохранять в базу данных.

В результате обработки корпуса в базе данных будут сохранены фрагменты текста, с указанием исходного документа и номера страницы, их векторное представление и обратный индекс, рассчитанные после нормализации слов в текстах.



### 3. Векторное представление слов

Для отображения слов в векторное пространство используется подход word2vec [2]. Метод заключается в обучении нейронной сети, состоящей из входного, скрытого и выходного слоев предсказывать по слову (или их последовательности) в тексте следующее слово. В word2vec существует две основные архитектуры: COBOW и Skip-gram. В архитектуре COBOW нейронная сеть обучается предсказывать текущее слово, получая на вход окружающий его контекст, порядок слов контекста при этом не учитывается. В Skip-gram нейронная сеть обучается предсказывать контекст исходя из текущего слова. В результате обучения нейросети фиксируются ее синаптические коэффициенты. При этом коэффициенты ее первого слоя в дальнейшем могут быть использованы, как векторы, расстояния между которыми отражают семантическую близость слов.

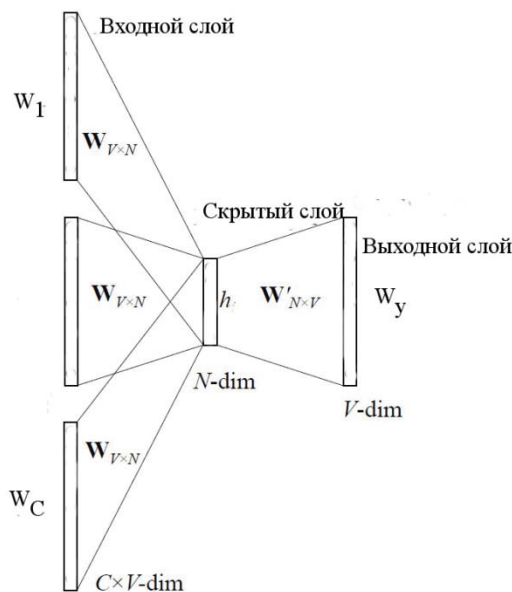


Рис.1. Архитектура COBOW

Для построения отображения слов в векторное представление программа использует архитектуру COBOW из библиотеки GenSim (<https://radimrehurek.com/gensim>).

### 4. Иерархическая кластеризация

Для кластеризации программа строит карту Кохонена на множестве векторов фрагментов текста [3]. Карта Кохонена – метод кластеризации данных, при котором кластеры упорядочены между собой в виде гексагональной или прямоугольной сетки. Процедуру кластеризации данных с помощью самоорганизующихся карт можно описать как подстройку двумерной сетки кластеров под рельеф данных в многомерном пространстве. В результате карта даст аппроксимацию некоторого двумерного подмножества в многомерном признаковом пространстве, включающего в себя или близко лежащего к точкам обучающей выборки.

Математически карта Кохонена задается множеством центров кластеров – точек в признаковом пространстве  $\{m_k\}_{k=1}^K$ , где K – их число. В качестве меры смысловой близости фрагмента текста, к рассматриваемой тематике берется расстояние до ближайшего кластера карты:

$$r = \min_k \|x - m_k\| \quad (1)$$

Затем кластеры карты Кохонена кластеризуются алгоритмом k-means на 5 и 12 кластеров. При меньшем числе кластеров полученные темы будут иметь более общий смысл в то время как при большем числе кластеров темы будут иметь более частный смысл.

Для каждого кластера вычисляются ключевые слова в соответствии с метрикой:

$$score(word) = in\_cluster(word)^2 / total(word), \quad (2)$$

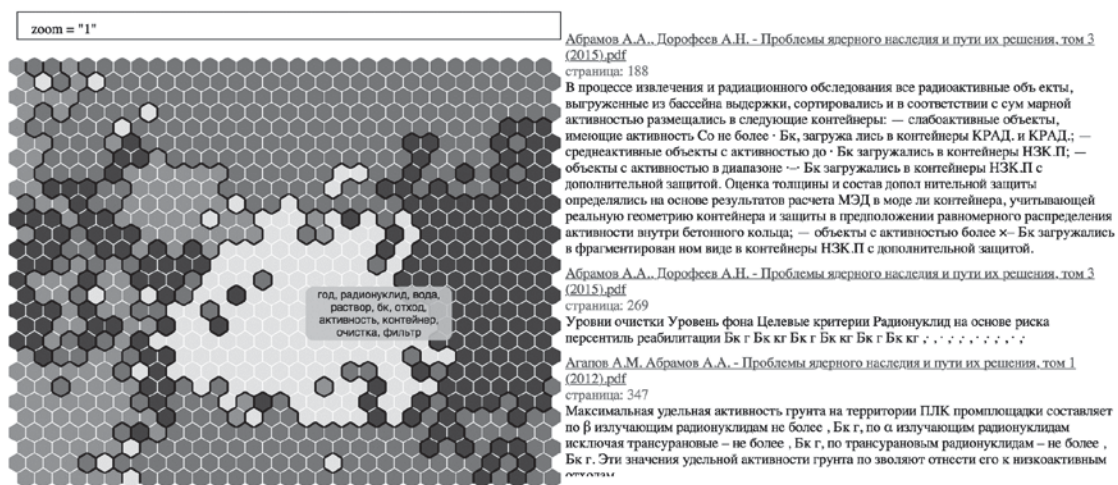
где  $in\_cluster(word)$  – число вхождений слова в текущий кластер, а  $total(word)$  – суммарное число слов. Таким образом слова, уникальные для данного параграфа будут иметь большое значение метрики, а слова, встречающиеся во многих фрагментах текстов - маленькое.

Тематический поиск осуществляется на основании выделенных ключевых слов алгоритмом Okari BM25 [4].

## 5. Описание программы

Программа представляет собой клиент-серверное приложение, написанное на Flask.  
Программа:

- выполняет предобработку корпуса PDF документов, в которую входит построение обратного индекса и расчет векторного представления текстов;
- выполняет построение карты Кохнена и кластеризацию;
- вычисляет ключевые слова для каждого кластера;
- ранжирует документы по близости к каждому кластеру.



© 2019 IBRAE lab. 13

Рис.2. Окно программы иерархического поиска текстовой документации (zoom = 1)



© 2019 IBRAE lab. 13

Рис.3. Окно программы иерархического поиска текстовой документации (zoom = 2)

На рис. 2 и рис. 3 показан интерфейс программы. В левой части находится карта Кохонена с выделенными на ней кластерами. Каждый кластер соответствует некоторой автоматически выделенной теме. При наведении курсора мыши на кластер он подсвечивается и выводятся ключевые слова отнесенные к этому кластеру. В правой части находится поисковая выдача. При клике на кластер в поисковой выдаче показывается список ссылок на документы и тексты фрагментов, отнесенные к данному кластеру. При клике на ссылку выбранный документ открывается в отдельном окне на нужной странице.

## 6. Результаты тестирования программы

Для тестирования результатов работы автоматического поиска тем в документах сравним ключевые слова выделенные для родительского кластера (при  $zoom = 1$ ) и дочерних кластеров (при  $zoom = 2$ ).

Кластер «безопасность, программа, рао, эксплуатация, требование, работа, радиоактивный отход, должный, организация, обращение» содержит в себе:

- «программа, эксплуатация, работа, должный, рао, проект, безопасность, требование, организация, вывод»;
- «радиоактивный отход, атомный энергия, федеральный закон, российский федерация, магатэ, статья, безопасность, государственный, норма, федеральный»;
- «отход, рао, оят, хранение, захоронение, переработка, хранилище, сао, нао, тро»;
- «облучение, доза, риска, человек, эффективный доза, население, мзв, ткань, уровень, ситуация».

Кластер «модель, параметр, значение, метод, моделирование, оценка, процесс, исследование, порода, уравнение» содержит в себе:

- «скважина, зона, геологический, участок, район, километр, тектонический, разлом, порода, массив»;
- «модель, метод, параметр, моделирование, функция, анализ, неопределённость, задача, расчёт, процесс»;
- «напряжение, шпур, коэффициент, температура, рис, деформация, уравнение, прочность, значение, энергия».

Видно соответствие тем родительских и дочерних кластеров.

## 7. Заключение

В статье описана программа, выполняющая иерархический поиск текстовой информации. Фрагменты текстов ранжируются по соответствию автоматически выделенным темам. Тестирование автоматического выделения тем, ключевых слов и поиска фрагментов текстов по ним продемонстрировало точность, указывающую на практическую целесообразность его применения.

## Литература

1. Korobov M.: Morphological Analyzer and Generator for Russian and Ukrainian Languages // Analysis of Images, Social Networks and Texts, pp 320-332 (2015).
2. Tomas Mikolov, Kai Chen, Greg Corrado, and Jeffrey Dean. Efficient Estimation of Word Representations in Vector Space // In Proceedings of Workshop at ICLR, 2013
3. Teuvo Kohonen. Self-Organizing maps. Springer Berlin Heidelberg, 2001.
4. Stephen E. Robertson, Steve Walker, and Micheline Hancock-Beaulieu. Okapi at TREC-7. In Proceedings of the Seventh Text REtrieval Conference. Gaithersburg, USA, November 1998.

# Использование пристеночных функций для численного моделирования турбулентного теплового пограничного слоя

*Уткин Д.А., Козелков А.С., Герасимов В.Ю., Стручков А.В.*

Федеральное государственное унитарное предприятие «Российский Федеральный Ядерный Центр  
Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики»  
(ФГУП «РФЯЦ - ВНИИЭФ»), Нижегородская обл., г. Саров

Эл.почта: dimitryavich@mail.ru

## Введение

Большая часть практически важных течений жидкости или газа проходит в турбулентном режиме и содержит участки пограничного слоя вблизи твердой поверхности. Точность численного моделирования таких задач напрямую зависит от точности моделирования пограничного слоя. Пограничный слой имеет сложную структуру и характеризуется высокими градиентами продольной скорости и температуры. Градиент скорости внутри пограничного слоя напрямую определяет силу трения и общее гидродинамическое сопротивление. Градиент температуры определяет тепловой поток, передающийся от жидкости к твёрдому телу. Величины градиентов по направлению, перпендикулярному стенке, принимают большие значения и требуют качественного сеточного разрешения в участках пограничного слоя, что приводит к возрастанию вычислительных затрат.

Применение универсальных пристеночных функций для аппроксимации профиля продольной скорости и температуры позволяет решить данную проблему и с оптимальной точностью предсказывать значение коэффициента трения и теплового потока на стенке в широком диапазоне параметра  $y^+$ . Метод основан на инициализации граничных условий уравнения сохранения импульса и энергии на некотором расстоянии от стенки. Граничные условия переносятся в область турбулентного пристеночного слоя посредством использования эмпирической зависимости распределения профилей температуры и скорости от  $y^+$ , позволяя снизить количество расчётных ячеек вдоль направления нормали к стенке.

## Вывод применимой тепловой пристеночной функции

В настоящий момент существует несколько готовых реализаций пристеночных функций скорости и температуры. Формульные выражения пристеночных функций подбираются, исходя из рассматриваемого класса задач, используемого численного метода и граничных условий, устанавливаемых дополнительно на стенку (шероховатость, переменный градиент давления и другие). Рассмотренные в рамках доклада пристеночные функции, представленные в работах [1-3], при решении ряда верификационных задач продемонстрировали неудовлетворительные результаты по точности при решении задач на сетках более грубого разрешения. В связи с этим была проделана процедура по получению такой тепловой пристеночной функции, которая позволила бы получать умеренно допустимую погрешность при увеличении сеточного шага.

Получение новой тепловой пристеночной функции выполняется путем её калибровки на задаче турбулентного вынужденно-конвективного течения в канале [4] на сетках широкого диапазона значений  $y^+$ . Принцип калибровки заключается в определении зависимости  $T^+(y^+)$ , приводящей к наиболее точному результату при каждом отдельно взятом  $y^+$ . Процесс подбора оптимального распределения  $T^+(y^+)$  подразумевает получение таких значений, при которых значение максимальной температуры, реализуемой в центре канала, будет соответствовать некоторому предельному значению, полученному при расчёте на самой подробной сетке с  $y^+ = 0.025$ .

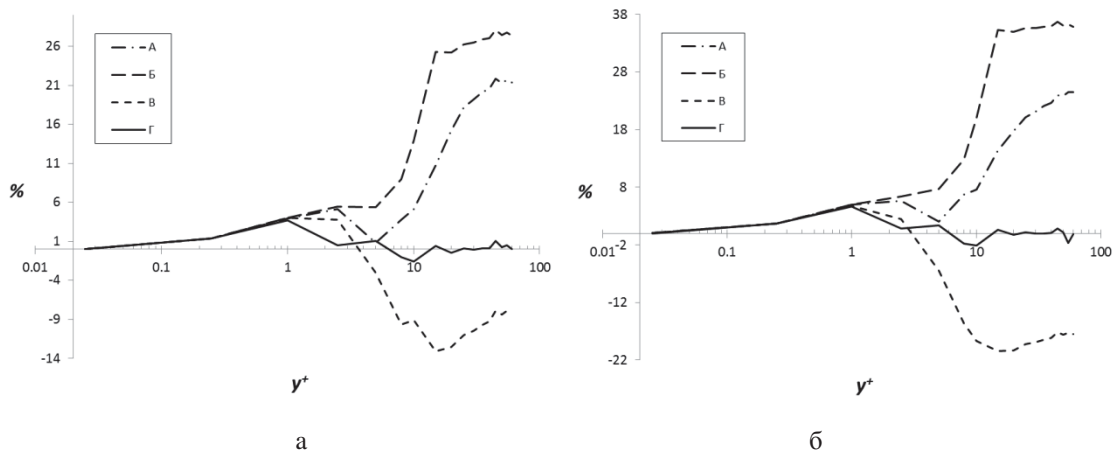


Рис.1. Отклонение максимальной температуры в зависимости от  $y^+$  (кривые А, Б и В соответственно функции из [1], [2] и [3], кривая Г – полученная тепловая функция); (а) -  $Pr = 1$ , (б) -  $Pr = 1.5$

Далее полученная тепловая функция тестируется на тестовых задачах турбулентного течения Куэтта [5], турбулентного обтекания пластины [6] и турбулентного течения в трёхмерной трубе. По результатам расчётов в большинстве случаев наблюдалось заметное повышение точности. Дополнительно в докладе показано, что формулировка уточнённой тепловой пристеночной функции зависит от того, какая пристеночная функция для скорости применяется.

## Заключение

В докладе представлен вариант и процедура получения пристеночной функции для аппроксимации теплового потока на стенке в задачах турбулентности для чисел Прандтля в интервале от 0.7 до 2. Функция получена методом калибровки подходящих значений безразмерной температуры  $T^+$  при различных  $y^+$  относительно предельного численного решения, полученного на самой густой расчётной сетке, для задачи турбулентного течения в канале. Качество и точность работы функции протестированы на других канонических турбулентных задачах. Результаты работы рассматриваемой функции сравниваются с аналогичными результатами, полученными по известным пристеночным функциям. Показано, что результаты при тепловой пристеночной функции, полученной в результате калибровки, привели к наиболее низкой погрешности относительно других рассмотренных функций.

## Литература

1. Kader В.А. Temperature and concentration profiles in fully turbulent boundary layers // International Journal of Heat and Mass Transfer, 1981, vol. 24 (9), pp. 1541-1544.
2. Kays W.M., Crawford M.E. Convective Heat and Mass Transfer. – New York: McGraw-Hill, 1994.
3. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчётам (Ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). – Москва: Энергоатомиздат, 1990.
4. Kim J., Moin P. Transport of Passive Scalars in a Turbulent Channel Flow, vol. VI, Springer-Verlag, 1989, pp. 85-96.
5. Menter F.R., Kuntz M., Langtry R. Ten Years of Experience with the SST Turbulent Model // Turbulence, Heat and Mass Transfer 4, ed. by K. Hanjalic, Y. Nagano, M. Tummers, Begell House Inc, 2003.
6. Wiegardt K., Tillmann W. On the turbulent friction layer for rising pressure // NACA TM-1314, 1951, 48p.

# Исследование безопасности реактора с растворной активной зоной Аргус-М

*Харитонов Ю.В., инженер по испытаниям ИЯРФ ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»*

*Научный руководитель: к.ф.-м.н., доц. Воронцов С.В.*

Институт ядерной и радиационной физики

факс: +7(83130)40762, почта: otd4@expd.vniief.ru

## 1. Введение

В настоящее время в России разрабатывается инновационная растворная технология получения медицинских изотопов, заключающаяся в использовании реакторов с растворной активной зоной. Требуемые изотопы (в первую очередь – Мо-99) образуются в самой активной зоне реактора (в растворе) без использования специальных мишеней [1]. Мо-99 в цепочке радиоактивных  $\beta$ -распадов является предшественником Тс-99m, широко применяемого в различных медицинских методах диагностики.

Такой реактор предполагается построить в РФЯЦ-ВНИИЭФ, при этом за прототип принимается реактор «Аргус», эксплуатируемый в НИЦ «Курчатовский институт» [2].

## 2. Основные параметры исследовательской ядерной установки (ИЯУ)

Конструктивно опытный образец производственного комплекса по извлечению изотопов медицинского назначения Мо-99 состоит из двух частей:

- реактор с технологической петлей для извлечения Мо-99 из топливного раствора (ТР)
- радиохимический участок, включающий три «горячие камеры» и химико-аналитическое оборудование для извлечения Мо-99 из сорбционной колонки, очистки и фасовки.

Основные параметры ИЯУ: мощность реактора, не менее – 50 кВт; объем топлива в активной зоне – около 30 л; загрузка по U-235 – около 2,25 кг; обогащение по изотопу U-235, не более – 19,75%; рабочее давление в корпусе реактора, не более – 95 кПа; температура ТР при работе на проектной мощности 50 кВт – от 80 до 85°C; рабочее давление в системе каталитической рекомбинации (СКР) продуктов радиолиза воды (в корпусе реактора) – (90-95) кПа; концентрация водорода в свободном объеме реактора – до 3% (объемных); плотность потока тепловых нейтронов в центре активной зоны –  $10^{12}$  см<sup>-2</sup>с<sup>-1</sup>; отражатель – реакторный графит; режим работы реактора – статический; длительность цикла в статическом режиме работы – 6 суток; назначенный срок эксплуатации без замены топлива – 10 лет; срок службы установки – 30 лет.

В качестве топлива в реакторе используется водный раствор уранил-сульфата (UO<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>). Для охлаждения активной зоны реактора используется вода, прокачиваемая через змеевик, расположенный в самом ТР.

## 3. Проведение вероятностного анализа безопасности (ВАБ)

Используя метод WHAT IF [3], [4], были рассмотрены потенциально возможные сценарии проектных аварий (ПА), запроектных аварий (ЗПА) и их возможные последствия. Проведен анализ опасностей, который позволил определить условия, при которых обеспечивается локализация последствий возможных аварий, а также определены максимальные ПА и ЗПА.

Для анализа надежности (вероятности отказа) сложных систем в настоящей работе использован метод Деревьев Отказов.

При проведении ВАБ необходимо для каждого исходного события назвать системы, выполняющие функции безопасности и предотвращающие как развитие аварий вследствие исходного события, так и возникновение самих исходных событий. Рассмотрим максимальные ПА и ЗПА.

В качестве максимальной ПА рассмотрен случай разрыва 1-го контура системы отвода тепла (СОТ) (вне корпуса реактора), показанный на рис. 1 (P31), который сопровождается отказом канала уровня в компенсационном баке 1-го контура (L1).

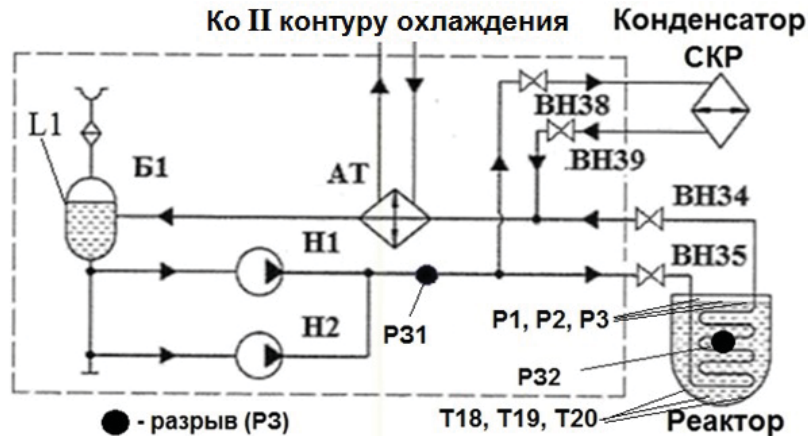


Рис. 1. Схема распределения потоков в СОТ (Б1 – компенсационный бак; АТ – теплообменник; Н1, Н2 – насос; ВН38, ВН39, ВН34, ВН35 – электромагнитический клапан, Р1, Р2, Р3 – датчики давления, Т18, Т19, Т20 – датчики температуры)

При разрыве трубопровода 1-го контура (вероятность  $\sim 10^{-7}$  1/ч [4]) теплоноситель, в зависимости от места разрыва будет собираться в поддоне СОТ (при разрыве в компенсационном баке) или течь в бокс реактора, откуда он будет поступать в зумпф, предназначенный для сбора протечек топлива. При снижении объема теплоносителя в компенсационном баке Б1 на 10 л по показаниям датчика уровня L1, должен происходить останов насоса Н1 (или резервного Н2) 1-го контура СОТ и закрытие клапанов ВН34, ВН35, отсекающих змеевик от 1-го контура. Но т.к. датчик L1 отказал (вероятность  $\sim 2 \cdot 10^{-6}$  1/ч [4], [5]) насос продолжает работать и качать теплоноситель, количество которого уменьшается. Возникнет ситуация, в которой теплоноситель уйдет из змеевика, что приведет к увеличению температуры ТР. При достижении аварийной уставки по температуре ТР система управления и защиты (СУЗ) произведет аварийный сброс стержней аварийной защиты. Реактор переводится в заглушенное состояние, но возникает проблема, связанная с остаточным тепловыделением топлива и с нагретым (за счет нейтронного и гамма-излучения реактора) графитовым отражателем. Расчеты показали, что отключение СОТ приведет к вскипанию активной зоны. В результате выкипит 0,96 л воды из ТР. Пар, который образуется, поднимется в СКР, где будет конденсироваться и стекать обратно в корпус реактора (т.к. при отказе СОТ включается резервная система охлаждения конденсатора СКР от системы снабжения технической водой). В случае повышения давления в корпусе реактора выше допустимого, будет задействовано устройство локализации газов (УЛГ), которое выполняет откачку из полости реактора радиоактивных газов, их выдержку в специальных емкостях и дальнейший выброс в атмосферу с помощью системы спецвентиляции (с контролем активности газов). Разрежение в магистралях и емкостях УЛГ создается вакуумным насосом (вероятность отказа  $\sim 8,7 \cdot 10^{-6}$  1/ч [4], [6], [7]) при открытии соответствующих клапанов.

В результате максимальная ПА приводит к выходу до 160 л радиоактивного теплоносителя 1-го контура в помещения ИЯУ; при этом переоблучения персонала не возникнет, т.к. максимальная активность теплоносителя первого контура СОТ составляет  $4,11 \cdot 10^{-3}$  Ки (максимальная мощность дозы на расстоянии 1 м от теплоносителя не превышает 5,5 мкЗв/ч). Пролитый теплоноситель из поддона СОТ/зумпфа может быть дистанционно перелит в емкости сбора жидких радиоактивных отходов.

Предотвращающая система 1 (ПС1) включает в себя каналы контроля температуры ТР (датчики Т18-Т20).

Ограничивающая система 1 (ОС1) включает в себя поддон СОТ, технологический зал (в котором находится СОТ), зумпф, УЛГ (насос), канал уровня теплоносителя L1.

Вероятность возникновения максимальной ПА составляет  $\sim 1,48 \cdot 10^{-5}$  1/год.

В качестве максимальной ЗПА рассмотрен случай разрыва змеевика первого контура СОР (вероятность  $\sim 2,1 \cdot 10^{-6}$  1/ч [4]), расположенного внутри корпуса реактора, показанный на рис. 1 (Р32), который сопровождается отказом канала уровня L1 в компенсационном баке (вероятность  $\sim 2 \cdot 10^{-6}$  1/ч [4], [5]), несрабатыванием клапанов ВН34 и ВН35 (вероятность  $\sim 10^{-5}$  1/ч [4], [6]), отказом блокировок системы спецвентиляции реакторного блока (вероятность  $\sim 10^{-5}$  1/ч [4]).

В результате разрыва змеевика теплоноситель 1-го контура СОР начинает поступать в корпус реактора. При снижении объема теплоносителя в компенсационном баке Б1 на 10 л по показаниям датчика уровня L1 должен происходить останов насоса Н1 (или резервного Н2) 1-го контура СОР и закрытие клапанов ВН34, ВН35, отсекающих змеевик от 1-го контура. Но т.к. датчик L1 отказал, клапана остаются открытыми и насос продолжает работать, качая теплоноситель, который поступает в корпус.

При поступлении воды в корпус активной зоны снижается свободный объем надтопливного пространства. Повышение давления будут фиксировать датчики Р1-Р3, по которым при достижении уставки происходит аварийный сброс с подачей сигнала на перекрытие клапанов ВН34 и ВН35 и останов насоса Н1 (или резервного Н2), но т.к. объем газовой полости СКР и корпуса реактора составляет около 400 л, аварийный сброс по сигналу с датчиков давления Р1-Р3 произойдет только после поступления в корпус реактора  $\sim 50$  л теплоносителя.

С учетом свободного объема корпуса реактора ( $\sim 20$  л) в СКР поступает около 30 л разбавленного ТР, что приведет к затоплению блока рекомбинатора СКР, нагретого до 400°C. В результате может произойти паровой взрыв с нарушением герметичности СКР и выходу РВ в помещение ИЯУ. При разгерметизации газовой полости происходит выброс РБГ, аэрозолей и изотопов йода.

В связи с отказом блокировок системы спецвентиляции РБГ, аэрозоли и изотопы йода выбрасываются в атмосферу через выбросную трубу, высотой 60 м и диаметром 3 м, проходя через систему газоочистки. Рассмотрим наиболее опасную ситуацию, в которой фильтры системы газоочистки вышли из строя и аэрозоли и изотопы йода выходят в атмосферу без улавливания.

Оценка проводилась по рекомендациям [8] по расчету радиационной обстановки на местности и ожидаемых доз облучения населения в результате разовых выбросов в атмосферу в произвольные, заранее не запланированные моменты времени. Согласно документу МПА-98 [8] для решения задач наилучшей является гауссова модель атмосферной диффузии. Для расчетов на небольших расстояниях от источника выброса при помощи данной модели можно получить достоверные результаты.

В таблицах 1 и 2 представлены результаты расчетов для категории устойчивости атмосферы D; расчет эффективной дозы производился для населения на границе санитарно-защитной зоны (СЗЗ) (2 км).

**Таблица 1. Результаты расчетов, проведенных в соответствии с МПА-98 [8]**

| Максимальная эффективная доза от аварийного выброса, Зв |                         |   | Суммарная эффективная доза, Зв |
|---|-------------------------|---|--------------------------------|
| Внешнее облучение                                       |                         | Внутреннее облучение от вдыхания радионуклидов в облаке |                                |
| РБГ   | Аэрозоли и изотопы йода |   |                                |
| $2,8 \cdot 10^{-6}$                                     | $2,32 \cdot 10^{-7}$    | $4,67 \cdot 10^{-5}$                                    | $5 \cdot 10^{-5}$              |

**Таблица 2. Зависимость суммарной эффективной дозы от аварийного выброса РВ от расстояния**

| Расстояние от источника, м | 10                   | 50                   | 100                  | 500                  | 1000                 | 1500                 | 2000                 |
|----------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| Суммарная доза, Зв         | $1,97 \cdot 10^{-2}$ | $2,12 \cdot 10^{-3}$ | $1,99 \cdot 10^{-4}$ | $9,84 \cdot 10^{-5}$ | $7,42 \cdot 10^{-5}$ | $5,90 \cdot 10^{-5}$ | $4,97 \cdot 10^{-5}$ |

На границе СЗЗ достигается суммарная эффективная доза, равная  $\sim 50$  мкЗв, которая намного ниже допустимых уровней для населения, установленных в НРБ-99/2009 (предел дозы – 1 мЗв в год) [9].

Подобные расчеты проводились в программном средстве (ПС) «НОСТРАДАМУС» [10]. Результаты расчетов в данном программном средстве показывают, что эффективная доза населения от выброса РБГ в атмосферный воздух не превысит 4,46 мкЗв, в нашем случае доза составила 2,8 мкЗв. При этом суммарная эффективная доза на границе СЗЗ не превысит 27,4 мкЗв, в нашем случае суммарная доза составила 49,7 мкЗв. Т.о., получено достаточно хорошее согласие наших расчетов и расчетов, проведенных с помощью ПС «НОСТРАДАМУС» [10].

Поскольку для расчета эффективной дозы персонала при максимальной ЗПА приняты предельно неблагоприятные условия, а сами расчеты носят консервативный характер, то можно предположить, что в реальных условиях эффективная доза персонала не превысит значения 20 мЗв, что соответствует пределу дозы, которую можно получить в среднем за любые 5 лет [9], а рассматриваемая нами



максимальная ЗПА может рассматриваться как аномалия, т.е. событие первого уровня по шкале INES [11].

ПС2 включает пассивные устройства, рассчитанные на длительный период эксплуатации реактора. Это корпус реактора, змеевик, герметичный газовый контур СКР. ПС2 не имеет связей и зависимостей от других систем, т.к. является пассивной системой.

ОС2 включает в себя технологический зал (место размещения СОР), неэксплуатируемый бокс СКР, клапана ВН34, ВН35, систему газоочистки.

Согласно НП-033-11 [12] вероятность предельного аварийного выброса на реакторной установке, требующего принятия решений о защите населения, не должна превышать  $10^{-7}$  1/год.

В нашем случае вероятность максимальной ЗПА составляет  $\sim 1,9 \cdot 10^{-7}$  1/год. Для большего снижения вероятности следует произвести дублирование датчика уровня L1 в компенсационном баке Б1. Принятие данных мер снизит вероятность возникновения максимальной ЗПА, которая составит  $\sim 3,3 \cdot 10^{-9}$  1/год, а вероятность возникновения максимальной ПА составит  $\sim 2,5 \cdot 10^{-7}$  1/год.

## 4. Заключение

На основе проделанной работы можно сделать вывод о том, что ИЯУ «Аргус-М», с учетом предложенных усовершенствований, соответствует требованиям НП-033-11 [12].

## Литература

1. Поздеев В.В., Кочнов О.Ю., Крашенинников А.И. и др. Производство  $^{99}\text{Mo}$  медицинского назначения и молибден-технециевых генераторов в НИФХИ им. Л.Я. Карпова. // Атомная энергия. - 2014. - т.117, вып.№2-с.93-98.
2. Исследовательские ядерные установки России. Под редакцией Архангельского Н.В., Третьякова И.Т., Федулina В.Н. М.: ОАО «НИКИЭТ», 2012. 328 с.
3. Guidelines for hazard evaluation procedures (2-nd ed.). CCPS. AICE. New York, 1992.
4. Анализ безопасности установок и технологий: Методическое пособие по проблемам регулирования риска. Часть 3/ Под общ.ред.канд.техн.наук. Петрина С.В.–Саров: ФГУП РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2006.- 112с.: ил. Издание второе.
5. IEEE guide to the collection and presentation of electrical, electronic, sensing component, and mechanical equipment reliability data for nuclear-power generating stations. Institute of Electrical and Electronic Engineers. IEEE 500.
6. Бахметьев А. М., Самойлов О.Б., Усынин Г.Б. Методы оценки и обеспечения безопасности ЯЭУ. М.: Энергоатомиздат, 1988.
7. Зубова А.Ф. Надежность машин и аппаратов химических процессов. Л.: Машиностроение, 1978.
8. Методические указания по расчету радиационной обстановки в окружающей среде и ожидаемого облучения населения при кратковременных выбросах радиоактивных веществ в атмосферу МПА-98 (утв. приказом Министра РФ по атомной энергии 30 декабря 1998 г.), 1998.
9. СП 2.6.1.2523–09 (НРБ-99/2009). Нормы радиационной безопасности. М.: Минздрав России, 2009.
10. Институт проблем безопасного развития атомной энергетики [Электронный ресурс] / электрон. дан. – Москва, 2013. – Режим доступа: <http://www.ibrae.ac.ru/contents/950/>. – Дата обращения: 10.06.2019. – Интегральный расчётный код (программный комплекс) НОСТРАДАМУС.
11. Букринский А.М., Федулов В.С. Международная шкала оценки опасности событий на АЭС.// Атомная энергия.– 1991.– т.70.– вып.1.– с.3–8.
12. НП-033-11. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок, 2011.

# Калибровка моделей теплового режима по данным интегрального эксперимента

*Чебыкин Г.И., студент 1 курса магистратуры МФТИ*

*Научный руководитель: канд. физ.-мат. наук Свительман В.С.*

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (999) 717-60-13, эл. почта: chebykingi@gmail.com

## 1. Введение

На сегодняшний день международным научно-техническим сообществом признано, что наиболее эффективным решением проблемы окончательной изоляции высокоактивных радиоактивных отходов является их захоронение в глубинных геологических формациях с соблюдением принципа многобарьерной защиты. Проекты пунктов захоронения развиваются в настоящее время в целом ряде стран, в России такой проект разрабатывается в Нижнеканском массиве [1]. Как показывает международный опыт, обоснование долговременной безопасности ПГЗРО – это длительное и масштабное действие, для которого необходимы как практические исследования в реальных условиях подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ), так и численное моделирование значимых для безопасности процессов.

Эволюция ПГЗРО происходит под влиянием множества взаимосвязанных процессов: тепловых, механических, гидрологических, химических, биологических. Один из основных факторов, которые требуется учитывать для обеспечения безопасной изоляции значительных объемов высокоактивных отходов в течение длительного времени — их высокое тепловыделение. Тепловые явления во многом определяют протекание других процессов, т.к. от температуры зависят миграционные свойства среды, скорость и пути протекания химических реакций, механические напряжения материалов.

В проектируемой ПИЛ запланирован ряд термомеханических экспериментов, которые совместно с работами по численному моделированию соответствующих процессов позволят учесть эти факторы при обосновании долговременной безопасности. Пока же проведение экспериментов в Нижнеканском массиве еще не началось, для развития моделей и соответствующих расчетных кодов могут быть использованы результаты зарубежных исследований, например международного интегрального эксперимента FEBEX (Full-scale Engineered Barriers Experiment) [2].

Задачи анализа чувствительности и калибровки как неотъемлемая часть моделирования возникают в силу того, что для получения численных оценок безопасности расчетные модели требуют задания параметров, начальных значений, граничных условий и т.д. Многие необходимые значения обладают неопределенностями, которые возникают из различных источников и могут быть как устранимыми в ходе более детальных исследований, так и неустраняемыми. Анализ чувствительности направлен на выявление степени влияния различных параметров на результат моделирования, а в процессе калибровки осуществляется подбор параметров модели для наилучшего совпадения с имеющимися данными измерений. В данной работе были проведены анализ чувствительности и калибровка модели теплового состояния в эксперименте FEBEX.

## 2. Описание эксперимента

В рамках эксперимента FEBEX был сконструирован полномасштабный макет инженерных барьеров безопасности. Экспериментальная установка (Рис. 1) состояла из стальных канистр (1), внутри которых находились нагревающие элементы, имитирующий тепловое поведение радиоактивных отходов (2). Канистры размещались глубоко в кристаллической породе в горизонтальной выработке с диаметром 2.28 м (3) и окружались барьером из высокоплотных бентонитовых блоков (4).

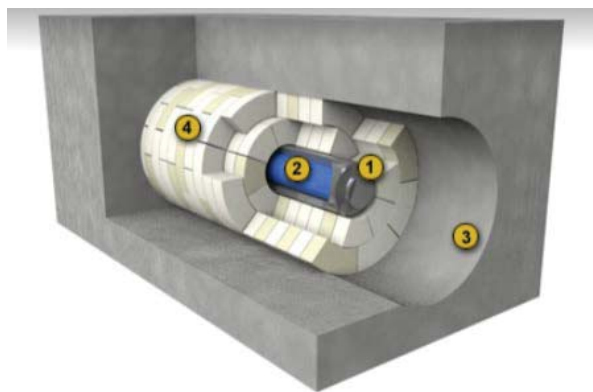


Рис.1. Концептуальная схема эксперимента.

Для численного моделирования теплового состояния использовался трехмерный конечно-элементный код FENIA (Finite Element Nonlinear Incremental Analysis) [3].

Тепловое состояние описывается решением трехмерного уравнения теплопроводности:

$$\rho(t, \mathbf{X})c(t, T, \mathbf{X})\frac{\partial T}{\partial t} - \frac{\partial}{\partial x} \left( \lambda_{ij}(t, T, \mathbf{X})\frac{\partial T}{\partial x_j} \right) = q(t, \mathbf{X})$$

$$i, j = 1..3, \mathbf{X} = (x_1, x_2, x_3)$$

Входными параметрами модели являются теплоемкость ( $c$ ), коэффициент теплопроводности ( $\lambda$ ), плотность ( $\rho$ ) для следующих материалов: бентонит, кристаллическая порода, бетон. В результате моделирования рассчитывается поле температур.

### 3. Анализ чувствительности и калибровка

Из-за неопределенности входных параметров результат моделирования также обладает неопределенностью. Следовательно, для обеспечения достоверности результатов моделирования необходимо проанализировать оценить их неопределенность, с учетом вклада в него различных параметров. Анализ чувствительности и калибровка являются важными компонентами такого анализа.

Анализ чувствительности позволяет определить входные параметры, которые больше всего влияют на неопределенность моделирования. В качестве меры неопределенности выходного результата может рассматриваться его вариация. Вклад входного параметра в вариацию выхода служит мерой чувствительности модели к этому параметру.

Калибровка представляет собой поиск вектора параметров модели, который позволит получить наилучшее соответствие («близость») модельных и измеренных значений. Математическим критерием такого соответствия служит целевая функция, связывающая оптимизируемую величину с параметрами модели. Таким образом, калибровка сводится к задаче глобальной оптимизации: поиск такого вектора параметров, при котором целевая функция минимальна. Для этого используют оптимизационные алгоритмы, которые совершают поиск в пространстве параметров.

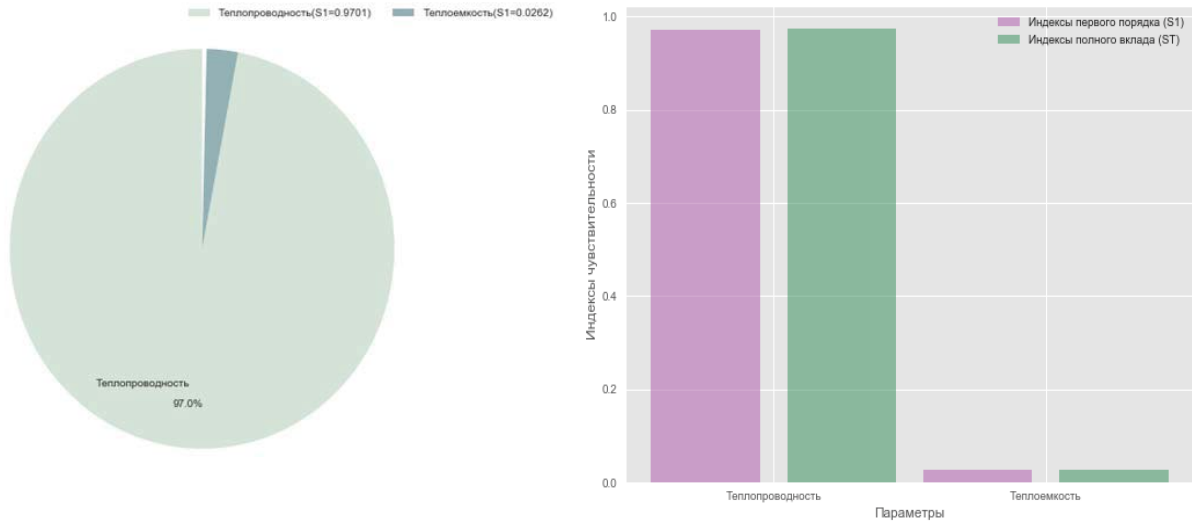
### 4. Результаты

Для анализа чувствительности и калибровки были выбраны два параметра — теплоемкость и теплопроводность породы, в которой находятся имитаторы РАО.

Анализ чувствительности проводился с помощью реализации вариационного метода eFAST [4] из библиотеки SALib языка Python. В результате были получены индексы первого и полного порядков, которые представлены на Рис. 2 и в таблице 1).

**Таблица 1. Результаты анализа чувствительности**

|                                     | Индекс первого порядка | Индекс полного вклада |
|-------------------------------------|------------------------|-----------------------|
| Коэффициент теплопроводности породы | 0.970                  | 0.974                 |
| Теплоемкость породы                 | 0.026                  | 0.028                 |



*Рис.2. Индексы первого порядка и индексы полного вклада.*

По эксперименту FEBEX в открытом доступе есть отчёты, содержащие обширные данные по местоположению датчиков и их состоянию в конце эксперимента, также по данным, полученным этими датчиками. Для проведения калибровки было выбрано пять экспериментальных точек. На этих точках построена целевая функция:

$$goal = \sum_j \sum_i (T(x_j, t_i) - \tilde{T}(x_j, t_i))^2$$

где  $T$  - смоделированные значения,  $\tilde{T}$  - экспериментальные значения. Суммирование идет по пяти точкам и по временам.

В данной работе для калибровки использовался метод двойного отжига (обобщение метода имитации отжига [5] в сочетании со стратегией локального поиска), реализованный средствами языка Python [6]. Алгоритм имитации отжига для поиска в параметрическом пространстве симулирует физический процесс, происходящий при кристаллизации вещества, в том числе при отжиге металлов. Вектору параметров ставится в соответствие состояние системы, целевой функции – энергия этой системы.

В результате калибровки получены значения для компонент вектора параметров, которые представлены в таблице 2.

**Таблица 2. Результаты калибровки**

|                                     |                     |
|-------------------------------------|---------------------|
| Коэффициент теплопроводности породы | 4.02 Дж / (кг * К)  |
| Теплоемкость породы                 | 821.32 Вт / (м * К) |

Запуск модели с откалиброванными параметрами даёт соответствие смоделированных значений и экспериментальных данных (Рис. 3).

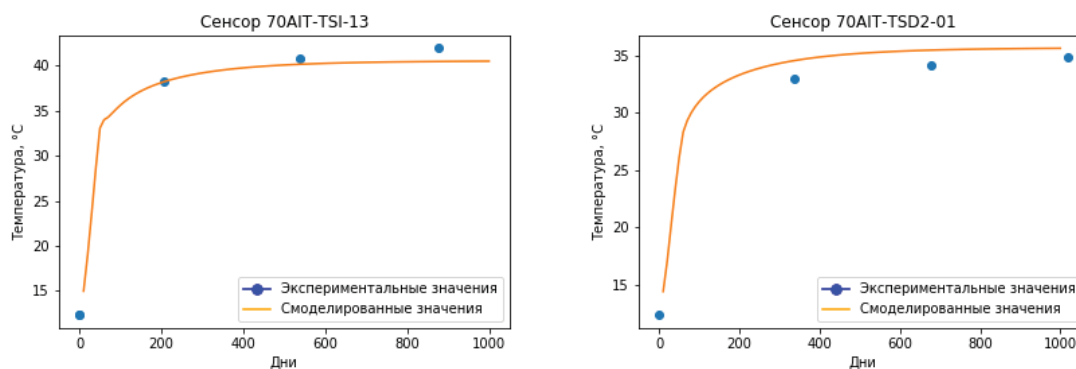


Рис.3. Результат запуска модели с оптимизированными параметрами.

## 5. Заключение

Анализ чувствительности показал, что теплоемкость породы практически не влияет на неопределенность результатов моделирования, в то время как коэффициент теплопроводности породы влияет значительно. В результате калибровки получены значения этих параметров, достаточно хорошо приближающие данные экспериментов.

Важным результатом приведенной работы является отработка интеграции кодов MOUSE (Model Uncertainty and Sensitivity Estimation) [7] и FENIA [3], которые разрабатываются в ИБРАЭ РАН.

В дальнейшем в контексте моделирования эксперимента FEBEX полезным будет учет неопределенностей в других параметрах модели (например, в коэффициенте теплового расширения и модуле Юнга). В контексте развития кода MOUSE интересным представляется применение и адаптация к подобным моделям более современных эвристических оптимизационных методов (что в силу необходимости для них большого количества многовариантных расчетов и вычислительной сложности термомеханических моделей не является тривиальной задачей). Кроме того, в дальнейшем планируется применить описанные подходы к данным экспериментов в Нижнеканском массиве.

## Литература

1. «Стратегия создания пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов». Радиоактивные отходы, 2018. – вып. 2(3) – стр. 114-120.
2. F.Huertas. «FEBEX: Full-scale Engineered Barriers Experiment: Updated Final Report 1994-2004». ENRESA, 2006.
3. Н. И. Дробышевский, Е. В. Моисеенко, Р. А. Бутов, Ю. Н. Токарев. Трехмерное численное моделирование теплового состояния пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов в Нижнеканском массиве горных пород // Радиоактивные отходы. – 2017. – №1. – С.64-74.
4. Saltelli A., Tarantola S. and K. P.-S. Chan. 1999. A Quantitative Model-Independent Method for Global Sensitivity Analysis of Model Output, Technometrics, vol. 41, no. 1, pp. 39-56, DOI: 10.1080/00401706.1999.10485594
5. Xiang Y., Gong X. G. Efficiency of generalized simulated annealing //Physical Review E. – 2000. – Vol. 62. – №. 3. – p. 4473.
6. Jones E, Oliphant E, Peterson P, et al. SciPy: Open Source Scientific Tools for Python, 2001. [электронный ресурс]. — URL: <http://www.scipy.org/>.
7. Савельева Е.А. Концепция программного комплекса для оценки неопределенности при обосновании безопасности пунктов захоронения РАО / Е. А. Савельева // Ядерная и радиационная безопасность. – 2016 – N 4(82) – С. 1-14

# Радиационные характеристики отработавшего топливного блока высокотемпературной газоохлаждаемой ториевой установки

Шаманин И.В., Беденко С.В., Кнышев В.В., Луцки И.О.

Инженерная школа ядерных технологий Томского политехнического университета

тел.: (952) 161-99-97, эл. почта: vvk28@tpu.ru

## 1. Введение

В работах [1,2] авторами проведены исследования физики высокотемпературной газоохлаждаемой ториевой реакторной установки (ВГТРУ) малой мощности. Выбрана оптимальная конфигурация активной зоны и состав ядерного топлива. Исследуемый в [1,2] реактор может проработать не менее 3500 суток на мощности 60 МВт. Длительность топливной кампании и выгорание ( $\sim 147$  ГВт·сут/т) достигают рекордных значений, и ограничены радиационной стойкостью материалов микротвэл и топливной таблетки [2]. Достижение высоких глубин выгорания, а также использование дисперсионного ториевого топлива требует пересмотра традиционных подходов к конструкции транспортных средств, используемых для перевозки облученного ядерного топлива (ОЯТ).

Нейтроны в ОЯТ образуются в результате спонтанного и вынужденного деления, а также в результате  $(\alpha, n)$ -реакций на ядрах легких элементов. Для оксидного ядерного топлива  $(\alpha, n)$ -реакция в основном протекает на кислороде [3,4]. В ОЯТ исследуемого реактора кроме кислорода присутствуют и другие ядра, на которых возможна эта реакция, а именно: С – углерод, РуС – пиролитический углерод,  $Ti_3SiC_2$  – титанокремнистый карбид, SiC – карбид кремния [1,2]. Нормированный спектр нейтронов на углероде существенно выше, чем на кислороде [3-6]. Поэтому, для создания эффективного инструмента, используемого для разработки процедур и регламентов обращения с отработавшим топливным блоком ВГТРУ реакцию  $(\alpha, n)$  необходимо рассматривать в качестве самостоятельной задачи.

Расчет интенсивности и спектра нейтронов спонтанного деления является обыденной задачей, которая может быть эффективно решена с использованием модуля ORIGEN из пакета программ SCALE. Расчет спектра и выхода  $(\alpha, n)$ -нейтронов (нейтроны от  $(\alpha, n)$ -реакции) является более сложным, поскольку для выполнения такого расчета необходимо детальное рассмотрение геометрии решаемой задачи, особенно когда речь идет о объектах, размер которых сравним с пробегом альфа частиц. Эта задача может быть решена в программах NEDIS-2.0 [7], SOURCE-4C [8].

## 2. Расчет выхода и энергетического спектра альфа-частиц

Расчеты выполнены для образца сферической формы массой  $mU = 19.04$  гр. и  $r = 1.29$  см. Массовое содержание U в образце, %: 234 –  $0.560 \cdot 10^{-2}$ , 235 – 0.721, 238 – 99.274. Удельный выход и интенсивность генерации  $\alpha$ -частиц в образце соответственно, равны:  $S_{0m} = 2.54 \cdot 10^4 \alpha/(c \cdot гр)$ ,  $S_{0v} = 4.84 \cdot 10^5 \alpha/(c \cdot см^3)$  и  $N_{0\alpha} = S_{0v} \cdot V = 4.84 \cdot 10^5 \alpha/c$ .

Можно показать, что вероятность вылета  $\alpha$ -частиц из ядра радиуса  $r$  с энергией  $E$ , определяется соотношением:

$$P_{\alpha}(E) = 3R_{\alpha}(E)/(4r) \quad (1)$$

где  $R_{\alpha}(E) = \int dE/(-dE/dx)$  – пробег  $\alpha$ -частиц в материале образца,

$\varepsilon_{\alpha}(E) = (-dE/dx)$  – ионизационные потери  $\alpha$ -частиц.

Тогда, поток  $\alpha$ -частиц, вылетающих с поверхности ядра, равен  $N_{\alpha}(E) = N_{0\alpha} \cdot P_{\alpha}(E)$ . Дифференциальный энергетический спектр этих  $\alpha$ -частиц  $f_{\alpha}(E) = dN_{\alpha}(E)/dE$  связан с  $P_{\alpha}(E)$  соотношением:

$$f_{\alpha}(E) = \frac{dN_{\alpha}(E)}{dE} = N_{0\alpha} \frac{dP_{\alpha}(E)}{dE} = \frac{3N_{0\alpha}}{4r\varepsilon_{\alpha}(E)}. \quad (2)$$

На рисунке 1 приведен экспериментальный [9] и расчетный энергетический спектр  $\alpha$ -частиц  $f_\alpha(E)$  вылетающих с поверхности образца. Расчетные значения с удовлетворительной для практики точностью (~ 20 %) согласуются с экспериментальными данными [9].

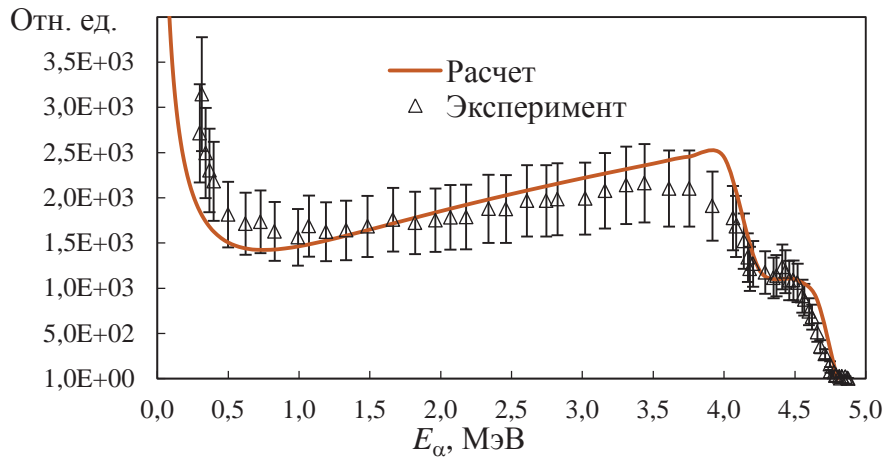


Рис. 1. Энергетический спектр  $\alpha$ -частиц на поверхности образца

Суммарное спектральное распределение нейтронов имеет вид:  $S_n(E) = 1.158 \cdot 10^7 \exp(-1.15E) \cdot \text{sh} \sqrt{3.51E}$ . Характеристики спектра:  $S_n = 1.158 \cdot 10^7$  н/с,  $\langle E \rangle = 1.86$  МэВ. Данное распределение было использовано для расчета плотности потока нейтронов в топливном блоке ВГТРУ.

Конфигурация топливного блока, используемая для создания расчетной модели, приведена в работе [2]. Топливный блок имеет 76 каналов малого диаметра ( $8.17 \cdot 10^{-3}$  м) для топливных таблеток и 7 каналов большого диаметра ( $24 \cdot 10^{-3}$  м) для гелия. Размер «под ключ» составляет 0.2 м, высота – 0.8 м. Расчет выполнен в программном средстве MCNP5 с поточечными сечениями из библиотеки ENDF-V/VII.0. Результаты расчетов приведены на рисунке 2.

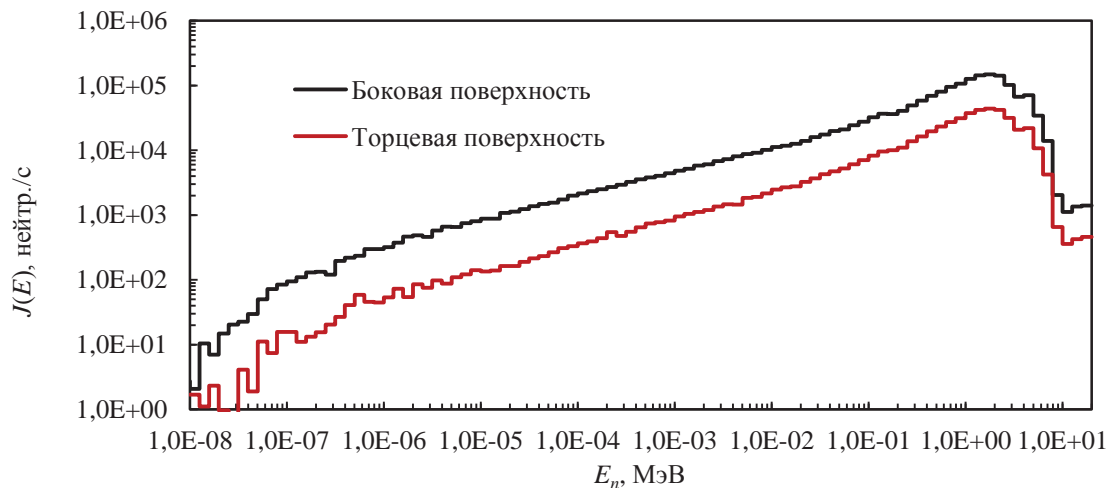


Рис. 2. Спектр тока нейтронов через боковую и торцевую поверхности (выдержка ОЯТ 10 лет)

Значение интегрального тока нейтронов  $J_n = \sum J_i(E)$  через боковую поверхность составляет  $J_n = 1.76 \cdot 10^6$  н/с, через торцевую –  $J_n = 4.93 \cdot 10^5$  н/с. Одиночный топливный блок является глубоко подкритической системой,  $k_{eff} = 0.0364$ .

### 3. Заключение

В работе выполнен анализ  $\alpha$ -излучателей и источников нейтронов отработавшего топливного блока ВГТРУ. Проведена расчетная оценка выхода  $\alpha$ -частиц образующихся отработанным топливном блоке ВГТРУ. Путем аппроксимации обширного перечня расчетных и экспериментальных данных получено

спектральное и нормированное распределение  $\alpha$ -частиц. В программном средстве MCNP5 с константным обеспечением ENDF-B/VII.0 выполнен расчет спектра тока нейтронов на поверхностях топливного блока и значения  $k_{eff}$ .

Исследования проведены с целью разработки процедур и регламентов обращения с ОЯТ в ЯТЦ нового поколения. Полученные результаты позволят исследовать радиохимическую и коррозионную стойкость элементов конструкции транспортного средства ОЯТ.

## Литература

1. I.V. Shamanin, S.V. Bedenko, Yu.B. Chertkov, I.M. Gubaydulin, "Gas-Cooled Thorium Reactor with Fuel Block of the Unified Design", *Advances in Materials Science and Engineering*, V. 2015. P. 1-8.
2. И.В. Шаманин, Ю.Б. Чертков, С.В. Беденко, "Ториевая реакторная установка малой мощности, работающая в сверхдлинной кампании", *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2016. № 2. С. 121–132.
3. G.N. Vlaskin, Y.S. Khomyakov, V.I. Bulanenko, "Neutron Yield of the Reaction ( $\alpha,n$ ) on Thick Targets Comprised of Light Elements", *Atomic Energy*. 2015. V. 117 (5). P. 357–365.
4. И.В. Шаманин, В.И. Буланенко, С.В. Беденко, "Поле нейтронного излучения облученного керамического ядерного топлива различных видов", *Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика*. 2010. № 2. С. 97–103.
5. R. Heaton, H. Lee, P. Skensved, B.C. Robertson, "Neutron Production from Thick-Target ( $\alpha,n$ ) Reactions", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*. 1989. V. 276 (3). P. 529–538.
6. T. Murata, K. Shibata, "Evaluation of The ( $\alpha,n$ ) Reaction Nuclear Data for Light Nuclei", *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2002. V.39. P. 76–79.
7. W.B. Wilson, R.T. Perry, W.S. Charlton et.al., "SOURCES 4C: A Code for Calculating ( $\alpha,n$ ), Spontaneous Fission, and Delayed Neutron Sources and Spectra", Los Alamos National Laboratory report LA UR-02-1839. 2002.
8. Г.Н. Власкин, "Программа NEDIS2.0 для расчета выхода и спектров нейтронов, образующихся в ( $\alpha,n$ )-реакциях на ядрах легких элементов и за счет спонтанного деления: Препринт ВНИИИМ 06-1.", 2006.
9. M. Guery, "Quelques methodes de detection des corps fissiles", *Rapp.CEA-R-3056*. 1967