

Poceniickaa Akaganna

РОССИЙСКАЯ АКАДЕМИЯ НАУК

ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ



RUSSIAN ACADEMY OF SCIENCES

NUCLEAR SAFETY INSTITUTE

Препринт ИБРАЭ № IBRAE-2014-02

Preprint IBRAE-2014-02

СБОРНИК ТРУДОВ XV НАУЧНОЙ ШКОЛЫ МОЛОДЫХ УЧЕНЫХ ИБРАЭ РАН

Москва 2014 Moscow 2014 РОССИЙСКАЯ АКАДЕМИЯ НАУК ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

СБОРНИК ТРУДОВ XV НАУЧНОЙ ШКОЛЫ МОЛОДЫХ УЧЕНЫХ ИБРАЭ РАН

24-25 апреля 2014 г.

Москва 2014

Сборник трудов XV научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН, проходившей 24-25 апреля 2014 г. – (Препринт / Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, апрель 2014, № IBRAE-2014-02). – М. ИБРАЭ РАН, 2014. – 230 с.

Настоящий сборник содержит работы, представленные на XV научной школе молодых ученых ИБРАЭ РАН, проходившей 24-25 апреля 2014 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.

©ИБРАЭ РАН, 2014

Proceedings of the Fifteenth Scientific School of NSI RAS Young Scientists, held April 24-25, 2014. – (Preprint / Nuclear Safety Institute RAS, April 2014, № IBRAE-2014-02). – Moscow: NSI RAS, 2014. – 230 p.

This volume contains reports presented at the Fifteenth Conference of NSI RAS Young Scientists, held April 24-25, 2014. 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.

©Nuclear Safety Institute, 2014

Содержание

Апалькова А.С., Шведов А.М., Сахаров В.К. Тестирование программного комплекса БРИЗ7
<i>Аракелян А.А.</i> Зонирование радиоактивного загрязнения почвы в префектуре Фукусима по радионуклидному составу11
Арефинкина С.Е. Методическое и экспериментальное обеспечение для внутриреакторной диагностики топливных и конструкционных материалов15
Арефинкина С.Е. Совершенствование системы мониторинга программ в области ЯРБ
Асатрян Д.С. Разработка программного комплекса для оценки ядерной безопасности объектов с ядерным топливом (БОС, БСС, ССТ, БВ) на Белоярской АЭС на базе программы нейтронно-физического расчета ММК
Ахрамеев Е.В. Механизмы возбуждения изомерных ядер в горячей плотной плазме
<i>Бекетов А.И.</i> Моделирование кластеризации монодисперсных частиц в гомогенной турбулентности при учете силы гравитации
<i>Березнев В.П.</i> Реализация LN метода в расчетном коде на базе Sn приближения в НЕХ геометрии34
<i>Блохин П.А.</i> Разработка программно-технического комплекса ОБОЯН
Богатырев Д.П., Будников А.В., Свешников Д.Н. Результаты расчетно-экспериментальных исследований по адаптации CFD к описанию термостратифицированных течений
Болдырев К.А., Савельева-Трофимова Е.А., Капырин И.В. Разработка геохимической модели сорбции ⁹⁰ Sr водовмещающими породами при высоких концентрациях нитрата натрия
Быркина Е.М., Першина Ю.А. К вопросу об информированности населения РЗТ о последствиях аварии на ЧАЭС на примере Брянской области (контент-анализ областных СМИ)50
Ведерникова М.В., Мезенцев И.А. О применении механизмов отнесения РАО к особым на примере объектов первичной регистрации РАО ФУГП «ГХК»
Вепрев Д.П., Мосунова Н.А., Стрижов В.Ф. Верификация твэльного модуля БЕРКУТ интегрального кода ЕВКЛИД/V1 на данных экспериментов BORA-BORA и NIMPHE
Виноградова Ю.Ю., Рыжов Н.И. Анализ чувствительности кода СОКРАТ-БН к неопределенности входных данных на примере верификации на внереакторных экспериментах
Вожаков И.С., Усов Э.В., Жданов В.С. Моделирование плавления ТВЭЛ и перемещения расплава в ТВС реакторов типа БН кодом СОКРАТ-БН
Григорьев С.Ю. Верификация модели реиспарения воды с поверхности бассейна, образовавшегося при действии спринклера, под защитной оболочкой реактора69

<i>Данилин А.В.</i> Моделирование газокапельной смеси в односкоростном приближении посредством схемы КАБАРЕ
Дзама Д.В. Верификация RANS модели распространения радиоактивной примеси в условиях городской и промышленной застройки на крупномасштабном натурном эксперименте
<i>Димитриев А.С.</i> Автоматизированное формирование файла исходных данных в формате программы TDMCC81
Долгодворов А.П. Модель взаимодействия оксидного топлива (UO ₂) с натриевым теплоносителем
Дробышевская И.Н., Горобец А. В., Мосунова Н.А. Сокращение расчётного времени кода MELCOR 2.1 за счёт использования средств OpenMP и замены численного метода решения СЛАУ
Зайцев А.М. Математическое моделирование смешения разнотемпературных струй методом КАБАРЕ92
Иванов И.В. Численное моделирование экспериментов по размытию стратифицированного слоя гелия
Ивченко Д.В. Детальный расчёт поля энерговыделения в РУ БН
Кизуб П.А. Распределение нейтронов деления в слабосвязанной системе в задачах на критичность102
Киселев А.А. Модуль восстановления параметров атмосферного выброса для программного комплекса ПРОЛОГ
Ковальчук Д.В. Подходы к планированию работ по выводу из эксплуатации объектов ядерного наследия в среднесрочной и долгосрочной перспективе
Колобаева П.В. Верификация расчётного кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 на экспериментах со свинцово-висмутовым теплоносителем, проведённых в ОАО «НПО ЦКТИ»
<i>Колташев Д.А.</i> Особенности расчетов $K_{_{3\phi}}$ и распределения скорости деления в слабосвязанных системах методом Монте-Карло
<i>Кузнецова М.Е.</i> Развитие вычислительных алгоритмов теплогидравлического модуля кода СОКРАТ-БН
<i>Кулагин Н.А.</i> Моделирование многокомпонентного переноса примесей с учётом химических взаимодействий между веществами
<i>Куцепалов В.А.</i> Усиленный коллоидами перенос примеси в статистически однородной трещиновато-пористой среде
Маслов С.Ю. Разработка web-приложения «Радиационная безопасность Дальнего Востока»
Меркушов Д. В. Разработка алгоритма восстановления сценария радиоактивного выброса по данным измерений мощности дозы от поверхности
<i>Мосин С.И.</i> Анализ исходных данных для моделирования литологического типа

<i>Мызникова О.Г.</i> Обоснование различия темпов самоочищения загрязненных водоемов Восточно-уральского радиоактивного следа144
Назарова С.Н. Применение кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 для моделирования зависания ТВС БН-600 в газовой полости
Николаев М.А. Веб-библиотека графических обозначений элементов энергетического оборудования153
Николаев М.А. Состояние и перспективы разработки веб-комплекса теплофизической оптимизации ЯЭУ157
<i>Нилов И.В.</i> Описание программно-информационного и аппаратно-технического комплексов в составе ОБОЯН
Панова И.С. Влияние пространственной кинетики на эффективность органов СУЗ в реакторах на быстрых нейтронах165
Половников П. В. Развитие ланжевеновского подхода к изучению Броуновской коагуляции16
Сафронов А.М., Потапов В.Н. Обследование бассейнов реактора МР с помощью подводной спектрометрической системы173
Серый М.С. Моделирование напряжений в топливных таблетках РУ БРЕСТ-300 при выходе на мощность177
Смоленцев Д.О., Билашенко В.П. Результаты работ по исследованию возможностей использования атомных станций малой мощности в энергетической системе РФ
Соловьев Е.Ю., Крючков Д.В. Базовый модуль моделирования миграции комплекса ОБОЯН18
Сорокин Д.И. Численное моделирование процесса напорно-безнапорной фильтрации
Стаханова А. А. Нейтронно-физический код DYNA-IBRAE в составе интегрального комплекса ЕВКЛИД/V1192
Сускин В.В. Учёт влияния неоднородности при обосновании модели полигона захоронения ЖРО190
<i>Ткаченко В.А., Кащеев В.А., Устинов О.А., Якунин С.А.</i> Стационарная модель абсорбции диоксида углерода как часть математического описания пристанционного ядерного топливного цикла
<i>Третьякова С.Г., Шмидт О.В.</i> Разработка модели радиохимических переделов замкнутого ядерного топливного цикла для расчета баланса материальных потоков, оптимизации режимов работы оборудования и обоснования безопасности технологических процессов
<i>Трофимов С.А.</i> Режимы переноса примеси при наличии развитой тепловой конвекции в пористой среде
Уткин П.С. Математическое моделирование течений двухфазных сжимаемых сред методом Годунова210
Филиппов М.Ф. Разработка модели переноса и поведения изотопов цезия в натриевом теплоносителе
Хамитов Э.М. Механизмы снижения рисков в модели общества взаимного страхования

<i>Худякова А.А.</i> Государственно-частное партнерство в науке	221
Цебаковская Н.С. Зарубежный опыт проведения диадога с общественностью при создании	
пунктов геологического захоронения РАО	223
Шведов А.М., Долгов В.Н., Пименов А.Е., Ткаченко С.А., Гаврилов С.Л., Богатов С.А. Определение загрязнения почвы Cs-137 на территории Брянской области с использованием	
различных методов измерений и обработки экспериментальных данных	227

Тестирование программного комплекса БРИЗ

Апалькова А.С.¹, Шведов А.М.², Сахаров В.К.³

¹Московский физико-технический институт ²Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН ³Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

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

1. Введение

Программный комплекс БРИЗ предназначен для оперативного расчёта мощности дозы от источников гамма-излучения различной геометрической формы при наличии защиты или без нее. Расчет проводится с учетом рассеянного и нерассеянного излучения. Вклад рассеянного излучения учитывается с помощью факторов накопления. Метод расчета основан на разбиении источника на элементарные ячейки и численном суммировании вкладов от них. Все элементарные источники испускают излучение изотропно. Предполагается равномерное распределение активности по длине, площади и объему источников. В программе реализованы наиболее часто встречающиеся в практике расчетов защиты геометрические формы источников: точечный; линейные - линия, прямоугольная рамка, окружность; поверхностные - эллипс, прямоугольник, поверхности цилиндра, прямоугольного параллелепипеда и шара; объемные - труба, цилиндр, параллелепипед, шар.

Полная мощность поглощенной дозы в воздухе от элементарной ячейки объемного источника определяется по формуле:

$$dD_m = \sum_i \frac{A_v dV_m E_i \mu_{eni} k_i}{4\pi r_m^2} 1, 6 \cdot 10^{-10} \exp(-\mu_i d_m - \mu_{si} d_s) B_d(E_i, \mu_i d_m, \mu_{si} d_s) \delta_i(E_i) \delta_{si}(E_i)$$
(1),

где dD_m – мощность поглощенной дозы в воздухе в точке детектирования, создаваемая m-ой ячейкой источника излучения объемом dV_m и активностью $A_y dV_m$, заполненной радионуклидом, испускающим k_i фотонов на распад с энергией E_i (Мэв), Гр/с; μ_i , μ_{si} – линейные коэффициенты ослабления фотонов с энергией E_i в материале источника и защиты соответственно, см⁻¹; $B_d(E_i, \mu_i d, \mu_{si} d_s)$ – дозовый фактор накопления для точечного изотропного источника в бесконечной среде для материала источника и защиты; d_m , d_s – толщины материалов источника и защиты, соответственно, на пути от т-ой ячейки до точки детектирования, см; r_m – расстояние между центром ячейки и точкой детектирования, см; $\delta_i(E_i)$, $\delta_{si}(E_i)$ – поправки на барьерность среды для материала источника и защиты для фотонов с энергией E_i ; μ_{eni} – массовый коэффициент поглощения энергии фотонов с энергией E_i в воздухе, см²/г; 1,6·10¹⁰ – коэффициент, учитывающий пересчет единиц измерения энергии из МэВ в Дж и массы из г в кг. Суммирование в формуле (1) производится по всем энергиям фотонов источника. Данные о коэффициентах ослабления и поглощения энергии берутся из работы [1]. Для однослойных защит и источников без защиты используются факторы накопления, полученные для точечного источника в бесконечной среде [1], для задач с источниками за защитой и защит с числом слоев более 1-го используется формула Бродера. Информация о гамма-линиях источника, коэффициентах ослабления, факторах накоплениния и поправках на барьерность содержится в соответствующих базах данных программы.

Следует отметить, что факторы накопления, приведенные в [1], получены без учета когерентного рассеяния, для расчета полных доз с учетом когерентного рассеяния рекомендуется использование поправок из табл. 8 [1]. В рамках данной работы для определения мощности дозы с учетом рассеянного излучения использовалась база данных с коэффициентами ослабления без учета когерентного рассеяния, а факторы накопления были умножены на соответствующие поправки, при этом, для расчета вклада нерассеянного излучения использовалась база данных с коэффициентами ослабления, учитывающими когерентное рассеяние.

Было проведено тестирование программного комплекса БРИЗ, в ходе которого для выбранных тестовых задач по программам БРИЗ и MCNP [2] рассчитывались мощности поглощенной дозы в воздухе с учетом и без учета рассеянного излучения, определялись величины расхождений полученных значений. Результаты тестирования приводятся в данной работе.

2. Условия тестовых задач

При составлении задач для тестирования основное внимание было уделено задачам с объемными источниками, как наиболее сложным с точки зрения используемых в БРИЗ расчетных алгоритмов, и задачами с точечным источником, которые, наряду с практической значимостью, дают возможность установить основные причины расхождений результатов расчета. В качестве материалов защиты рассматривались вода, бетон, железо, свинец; рассматриваемый диапазон толщин защиты: 1 – 25 дсп; диапазон энергий фотонов источника: 0,1 – 3 МэВ; максимальное число слоев защиты (учитывая материал источника) – 2.

В результате для тестирования программного комплекса БРИЗ были выбраны следующие задачи:

- 1. Точечный источник за однослойной плоской защитой: энергии фотонов источника 0,1; 1 и 3 МэВ; расстояния «источник-защита» 30 см, «защита-детектор» 1 см и 1 м; материалы защиты вода, бетон, железо, свинец; толщины защиты 1, 10 и 25 дсп.
- Точечный источник за плоской двухслойной свинцово-водной и водно-свинцовой защитой: энергии фотонов источника и расстояния те же, что и для задачи 1; суммарные толщины защиты, распределенные пополам между слоями – 10 и 25 дсп.
- 3. Объемный источник в виде параллелепипеда высотой 101 см (~7 дсп) и сторонами 5 и 6 дсп без защиты: материал источника вода; энергия фотонов источника 1 МэВ; расстояния от границы источника до детектора 1 (минимально возможное в БРИЗ при таких размерах источника), 2, 5, 15, 35, 70, 120, 170, 250, 303 (3 максимальных линейных размера источника) см; детектор располагался со стороны грани наибольшей площади по центру источника.
- 4. Объемные источники в виде цилиндра (высота 101 см, диаметр 5 дсп), трубы (высота 101 см, внутренний диаметр 3 дсп, внешний диаметр 5 дсп) и шара (диаметр 6 дсп) без защиты: материал источника вода; энергия фотонов источника 1 МэВ; расстояния от границы источника до детектора 1 см и 1 м, детектор располагался по центру источника, для трубы и цилиндра со стороны боковой поверхности.
- Объемный источник виде шара (диаметр 6 дсп) за защитой (3 дсп): материалы источника и защиты вода и железо, соответственно; энергии фотонов источника – 0,1; 1 и 3 МэВ; расстояния «источникзащита» – 30 см, «защита-детектор» – 1 см и 1 м.
- 6. Стандартная 200-литровая бочка с отверженными РАО АЭС: нуклидный состав и конструкция бочки приведены в работах в работах [3] и [4], расстояние от бочки до детектора 1, 20, 40, 100, 200 см (в радиальном направлении, по центру).

Все расстояния отсчитывались от границ источника и защиты. Для определения толщин защиты в абсолютных величинах брались коэффициенты ослабления с учетом когерентного рассеяния из работы [1]. Размеры источников в задачах 3-5 выбраны близкими к физически бесконечным.

3. Сравнение расчетов по программам БРИЗ и МСЛР

Программа MCNP [2] использует метод статистических испытаний и позволяет получать результаты максимально приближенные к экспериментальным данным. При расчетах использовался режим моделирования detailed physics (учитывались следующие процессы взаимодействия фотонов с материалами среды: эффект Комптона, фотоэффект, образование пар электрон-позитрон, когерентное и некогерентное рассеяние, в качестве источника вторичных фотонов учитывались: тормозное излучение, аннигиляционное излучение, флюоресценция). С помощью расчета F5 (локальная оценка) определялось энергетическое распределение плотности потока фотонов в точке детектирования отдельно для рассеянного и нерассеянного излучения, которое затем пересчитывалось в мощность поглощенной дозы в воздухе с использованием констант из [1]. Статистическая погрешность результатов расчета поддерживалась на уровне не более 5%. Плоская защита во всех тестовых задачах моделировалась цилиндром радиусом 5 м, ось которого совпадала с линией, проведенной от центра источника до детектора. Мерой расхождения результатов, полученных по БРИЗ и MCNP, служила величина $\delta = (БРИЗ-MCNP)/MCNP$, %.

Анализ расхождения результатов для задачи 1 по значениям мощностей доз, создаваемых нерассеянным излучением, показал, что величина б не превышает 13% по абсолютному значению для всех рассмотренных параметров задачи. Различие результатов определяется разными коэффициентами ослабления, используемыми в программах. При этом, наибольшие отличия результатов наблюдаются при толщинах защиты 25 дсп в силу увеличения чувствительности экспоненты к относительному

изменению аргумента с ростом аргумента. В качестве примера, в табл. 1 и 2 приведены результаты расчета б для воды и свинца в качестве материалов защиты.

	Расст-ие от	1	μd	10 µd		25 µd	
Е, МэВ	защиты до детектора	полн	нерасс	полн	нерасс	полн	нерасс
0.1	1 см	-13.1%	-0.4%	26.2%	-3.9%	-0.6%	-8.6%
0,1	1 м	-12.1%	-0.3%	103.0%	-3.4%	109.7%	-8.8%
1.0	1 см	-9.6%	-0.4%	4.2%	-3.0%	0.3%	-6.5%
1,0	1 м	-9.4%	-0.6%	40.7%	-2.7%	45.0%	-6.2%
3,0	1 см	-2.9%	-0.6%	-4.9%	-4.3%	0.0%	-10.7%
	1 м	-2.8%	-0.7%	13.1%	-4.4%	11.2%	-10.7%

Таблица 1. Результаты определения величины б для задачи 1, материал защиты – вода.

Таблица 2. Результаты определения величины	б для задачи 1	1, материал защиты – свинец
--	----------------	-----------------------------

	Расст-ие от	1 µd		10 µd		25 µd	
Е, МэВ	защиты до детектора	полн	нерасс	полн	нерасс	полн	нерасс
0.1	1 см	-16.9%	-0.1%	327.9%	-1.1%	943.4%	-2.5%
0,1	1 м	-10.3%	-0.2%	94.3%	-0.9%	168.7%	-3.3%
1.0	1 см	-0.8%	-0.6%	8.0%	-5.3%	-1.8%	-12.5%
1,0	1 м	0.7%	-0.8%	19.7%	-5.2%	34.0%	-12.4%
2.0	1 см	-2.8%	-0.4%	2.0%	-2.5%	-6.9%	-5.7%
5,0	1 м	-2.0%	-0.4%	14.3%	-2.4%	31.0%	-5.4%

Различие в значениях мощностей доз с учетом рассеянного излучения для задачи 1, достигает 950% при расположении детектора на 1 см от защиты (свинец, 25 дсп, 0,1 МэВ), в то время как в остальных случаях б при расчетах на данном расстоянии не превышает 50%. С увеличением расстояния от защиты до 1 м, в большинстве случаев (это не относится, в частности, к свинцу при энергии фотонов 0,1 МэВ) имеется тенденция к росту расхождений в сторону увеличения δ (с учетом знака), максимальные значения б по каждому материалу защиты находятся в диапазоне 100-160% и наблюдаются при толщинах 25 дсп. В целом, для полных мощностей доз в условиях задачи 1, характерно превышение значений БРИЗ над МСПР. С целью выяснения причин полученных расхождений мощностей доз с учетом рассеянного излучения дополнительно были проведены расчеты по МСПР в бесконечной геометрии для расстояний «источник-детектор» 1, 10 и 25 дсп и параметров, соответствующих условиям задачи 1. Результаты данных расчетов сравнивались с расчетами, выполненными для бесконечной геометрии вручную с использованием факторов накопления из [1]. Отличие полученных значений не превышало 14%, за исключением расчетов для двух наборов параметров: свинец, 0,1 МэВ, 1 дсп – 20%; железо, 0,1 МэВ, 25 дсп - 38%. В первом случае, возможно, имеет место ошибка метода локальной оценки потока из-за очень малых расстояний от источника до детектора, во втором случае ошибка может быть вызвана различием сечений, либо несоответствиями в стандарте [1] между сечениями, использовавшимися при расчете факторов накопления, и приведенными в стандарте.

Таким образом, основным источником погрешности для полных мощностей доз в задаче 1 является барьерность геометрии (наличие зазоров «источник-защита» и «защита-детектор»). Это также можно показать, сравнивая факторы накопления, полученные по MCNP в бесконечной среде и на расстояниях 1 см и 1 м от защиты при условии одинаковой толщины защиты. В большинстве случаев наблюдается уменьшение факторов накопления с увеличением расстояния, которое может достигать 2 и более раз. Исключением является случай свинцовой защиты при энергии фотонов 0,1 МэВ, когда наблюдается сначала резкое падение, а затем рост фактора накопления. Такие особенности свинца в области низких энергий, по всей видимости, обусловлены определяющей ролью флюоресценции в формировании дозы. Поправки на барьерность, используемые в настоящее время в БРИЗ, лишь частично компенсируют эффект барьерности, что приводит к большим значениям δ.

Одной из целей задачи 2 было определение величин погрешностей за счет использования формулы Бродера для гетерогенной защиты. В качестве материалов защиты брались материалы, факторы накопления которых значительно различаются. В случае, когда последним слоем защиты является свинец при энергии 0,1 МэВ и суммарной толщине защиты 25 дсп наблюдаются расхождения примерно в 100 раз (БРИЗ превышает МСNP) для полных мощностей доз, в остальных случаях б достигает 350%. Для комбинации свинец-вода имеют место меньшие расхождения, б достигает 184% (0,1 МэВ, 10 дсп,

1 м). Сохраняется тенденция превышения значений БРИЗ над МСNP. Полученные различия являются следствием совокупного влияния погрешности БРИЗ, обусловленной использованием формулы Бродера, и барьерностью геометрии. Что касается, нерассеяного излучения, то значения δ по абсолютной величине не превышают 10%.

Для задачи 3 различия значений мощностей доз от нерассеянного излучения по абсолютной величине не превышают 1% на всех расстояниях «источник-детектор», начиная с минимально допустимого в БРИЗ (определяется принятым в БРИЗ разбиением объемных источников на 101 элементарную ячейку) до 3-х линейных размеров источника, когда его можно считать точечным. Это свидетельствует о малых уровнях погрешностей, вносимых разбиением источником на элементарные ячейки. Наибольшее расхождение по мощности полной дозы наблюдается на расстоянии 35 см: $\delta \sim -13\%$. Полученные значения δ для данной тестовой задачи приведены в табл. 3, R – расстояние от границ источника до детектора.

	raosinga o. resysteration on pedesterints besin miller o dits sada in o.									
R , см	1	2	5	15	35	70	120	170	250	303
полн	-6.7%	-7.5%	-9.0%	-11.9%	-12.3%	-11.7%	-9.9%	-8.4%	-7.3%	-7.2%
нерасс	-0.7%	-0.5%	-0.8%	-0.8%	-0.4%	-0.4%	-0.6%	-0.5%	-0.3%	-0.6%

Таблица З. Р	езультаты оп	релеления	величины б	δдля	залачи
					3

3

Для задачи 4 также наблюдаются небольшие величины расхождений, по нерассеянному излучению δ не превышает 1,3%. Наибольшее расхождение для мощности дозы с учетом рассеянного излучения составляет $\delta = -9\%$ (труба, 1 м).

Максимальные расхождения в задаче 5 наблюдаются при энергии фотонов источника, равной 0,1 МэВ и составляют около 50% (БРИЗ превышает MCNP). В остальных случаях мощности полных доз отличаются не более чем на 12%. Для нерассеянного излучения δ по абсолютному значению не превышает 1%.

Задача 6 отличается от остальных тем, что источник представляет собой смесь радионуклидов (18 нуклидов). При рассмотрении задачи 6 сравнивались только полные значения мощностей доз, наибольшее расхождение наблюдалось на расстоянии 1 см от бочки и составило 7% (см. табл. 4).

Габлица 4. Гезультаты определения величины о для задачи о (обчка с ГАО).						
Расстояние от бочки до детектора	1 см	20 см	40 см	100 см	200 см	
δ,%	6.7%	2.4%	1.8%	1.6%	2.9%	

Таблица 4. Результаты определения величины б для задачи 6 (бочка с РАО).

4. Выводы

Сравнение результатов расчета для выбранных тестовых задач по программам БРИЗ и МСNP показало, что погрешности мощностей доз с учетом рассеянного излучения, создаваемых точечными источниками за однослойной защитой могут достигать десятков раз, основной причиной является использование факторов накопления для бесконечной среды. Использование формулы Бродера в задачах с гетерогенной защитой и точечным источником может приводить к погрешностям в несколько порядков. Для рассмотренных задач с объемными источниками, в целом, характерны невысокие расхождения значений мощностей полных доз – до 13%, однако в области низких энергий фотонов источника, они могут достигать 50% (шаровой источник за железной защитой).

Отличие мощностей доз от нерассеянного излучения для всех рассмотренных задач не превышает 13%.

- 1. Gamma-Ray Attenuation Coefficients and Buildup Factors for Engineering Materials. American National Standard, ANSI/ANS-6.4.3-1991.
- J.F.Briesmeister, Ed., MCNP A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B, Los Alamos National Laboratory.
- 3. Бакин Р.И., Званцев А.А, Илупин С.И. и др. Программный комплекс оперативного расчета доз фотонного излучения за защитой от источников различной геометрической формы. Известия Российской науки. Энергетика. Наука, 2013, №5, сс. 129-135.
- 4. Демин В.М., Сахаров В.К. Несоответствия в различных критериях классификации РАО в регламентирующих документах. Ядерная физика и инжиниринг, 2010, Т. 1, С. 475-480.

Зонирование радиоактивного загрязнения почвы в префектуре Фукусима по радионуклидному составу

Аракелян А.А., студент 6 курса МФТИ

Научные руководители: к-ф-м.н. Савельева Е.А., Панченко С.В. Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН тел.: (915) 396-84-90, эл. почта: arakelyan@ibrae.ac.ru

1. Введение

Анализ последствий крупных радиологических катастроф, таких как, например, Чернобыль и Фукусима, важен с точки зрения понимания характера и механизмов распределения радиоактивного загрязнения по территории. Это интерес увязан с необходимостью более корректной оценки дозовых нагрузок на население и объекты окружающей среды.

Данная работа посвящена одному из аспектов оценки радиационной обстановки на территории префектуры Фукусима, а именно реконструкции радионуклидного состава выпадений или точнее зонированию территории по его схожим характеристикам. В качестве анализируемого показателя распределения радионуклидов по территории в работе использован коэффициент фракционирования нуклидов относительно ¹³⁷Cs. Выбор ¹³⁷Cs обусловлен, прежде всего, тем, что этот изотоп определялся практически во всех пробах внешней среды и по нему собрана наибольшая информация. Локальный радионуклидный состав выпадений зависят не только от исходного состава выброса с отдельных блоков атомной станции, но и от орографии местности, и от сложившихся на момент выпадений метеорологических условий. Поэтому выделение зон со схожим радионуклидным составом даёт возможность лучше понимать роль параметров внешней среды, влияющих на механизм формирования выпадений, а также помогает получить более корректные оценки дозовых нагрузок.

Первичными данными послужили результаты измерений уровней загрязнения почвенного покрова ¹³⁷Cs, ¹³⁴Cs, ¹³¹I, ^{129m}Te представленные в сообщениях японского правительства и на официальных сайтах [1-4]. Пробы почв были отобраны в различные периоды после аварии. Наибольший массив проб отбирался в период с 6 июня 2011 по 8 июля 2011 специальными исследовательскими группами. Суммарное число географических точек, которые вошли в анализируемую базу данных — 2200.

Все данные по плотности загрязнения радионуклидами были приведены к одной дате, затем были рассчитаны отношения изотопов ¹³⁴Cs, ¹³¹I, ^{129m}Te к ¹³⁷Cs. Накопление радионуклидов в активных зонах отдельных реакторов было выполнено с помощью кода «Бонус».

Были рассчитаны коэффициенты фракционирования (по формуле 1):.

$$f_{i,j} = \frac{A_i(npo\delta a) / A_j(npo\delta a)}{A_i(ucm) / A_j(ucm)}$$
(1)

где A_i и A_i — содержание *i*-го и *j*-го элементов соответственно в пробе и источнике.

2. Статистический анализ данных

Статистические характеристики коэффициентов фракционирования $f_{131,137}$, $f_{129m,137}$ показывают большую вариабельность значений (табл. 1), в частности, в зависимости от географического положения точек.

Существенную разницу в значениях можно отнести на погрешности, связанные с разными методами пробоотбора, поздними сроками отбора большинства проб, когда активность короткоживущих радионуклидов значительно уменьшалась. Но, несмотря на эти мешающие обстоятельства, представляется вполне вероятным, что часть фракционирования может быть обусловлена иными причинами.

Таблица 1. Статистические показатели для значений коэффициентов фракционирования

	$f_{131,137}$	$f_{129m,137}$	$f_{134,137}$
Объём выборки	1727	810	2200
Среднее	24,9	12,7	1,06
Стандартная ошибка	0,9	0,6	0,001
Стандартное отклонение	4,1	12	0,05
Дисперсия выборки	17	144	0,003
Медиана	8,9	6,1	1,07
Среднее геом.	10,7	8,1	1,07

Стоит отметить, что коэффициенты фракционирования йода-131 и теллура-129m с цезием-137 принимают максимальные значения на территориях южного радиоактивного следа (рис. 1). Это может быть связано с тем, что в более поздних выбросах наблюдалось сильное обогащение смеси ¹³¹I, а загрязнение ^{129m}Те могло произойти уже в апреле 2011 г., когда вклад в мощность дозы изотопа ¹³¹I практически не ощущался из-за распада.



Рис. 1. Географическое распределение точек с рассчитанными коэффициентами фракционирования f_{129m,137}

Значения двух этих коэффициентов распределены логнормально. Поскольку в каждой точке отбиралось несколько проб, существует погрешность определения среднего значения $f_{i,137}$. Оценить абсолютную погрешность можно с помощью критерия Стьюдента, где в качестве статистики используем:

$$t = \frac{\left|\bar{f} - m\right|}{s/\sqrt{n}} , \qquad (2)$$

где

 \overline{f} – оцениваемое среднее,

- т математическое ожидание,
- *s* дисперсия,

n – объём выборки.

Таким образом, с учётом доверительного интервала оценка среднего будет иметь вид:

$$\bar{f} \quad \frac{ts}{\sqrt{n-1}} \tag{3}$$

3. Кластерный анализ

Сводим поставленную математическую задачу к классической задаче кластеризации в многомерном пространстве. Вычисленные значения $f_{i,137}$ в каждой точке пространства принимаются с различной достоверностью. Это объясняется тем, что измерения были проведены в ходе разных экспедиций, детектированы с различной надежностью и заметно отличаются разбросом значений. Весовые множители при усреднении значений $f_{i,137}$ в каждой точке будут складываться из нескольких весовых коэффициентов, полученных из среднеквадратичного отклонения усредняемых значений результатов измерения для каждой точки, количества этих значений и абсолютной величины полученных результатов. Окончательно вес исследуемого параметра в каждой точке і будет определяться по соотношению:

$$w_i = k_1 \left(1 - \frac{\sigma_i}{\sigma_{max}} \right) + k_2 \cdot \frac{\bar{f}_i}{\bar{f}_{max}} + k_3 \cdot \frac{N_i}{N_{max}}$$
(4)

где N_i (N_{max})- количество измерений (максимальное для данной базы) в i-й точке,

 \bar{f}_i (\bar{f}_{max})– среднее значение коэффициента фракционирования (максимальное для данной базы) в i-й точке,

 $\sigma_i (\sigma_{\max})$ – стандартное отклонение выборки значений (максимальное для данной базы) в і-й точке.

Значения коэффициентов k_1 , k_2 , k_3 были выбраны из следующих экспертных соображений: наибольший вклад в оценку достоверности вносит величина разброса выборки значений, определяемая стандартным отклонением, чуть меньший вклад – абсолютная величина значения, ибо результаты измерений, максимально превышающие уровень детектирования имеют наименьшую погрешность измерения, и, наконец, наименьший вклад в достоверность оценки значения $f_{i,137}$ дает число отобранных проб в точке i. Из условия нормировки $\sum_{i=1}^{3} k_i = 1$, были выбраны следующие значения коэффициентов: $k_1 = 0,5$; $k_2 = 0,3$; $k_3 = 0,2$.

Для дальнейшего анализа данных был разработан метод декластеризации данных в полярных координатах. Размер ячеек (площади) выбирался на основе оптимизации числа попавших внутрь измерений. В результате выполненного предварительного анализа пространственного распределения точек пробоотбора на исследуемой территории была выбрана сетка 32×6 (6 направлений и 32 сегмента в каждом секторе).

Для разбиения на кластеры использовался подход, использующий самоорганизующиеся карты Кохонена [5]. Отметим, что такой метод основан на соревновательном классе нейронных сетей с обучением без учителя. Карта Кохонена позволяет получить представление декластеризованные данных на плоскости, отобразив в узлах сетки такие параметры, как: количество данных, попавших в конкретный узел и средневзвешенные значения коэффициентов фракционирования и их погрешностей.

4. Результаты расчётов

Для наглядности представления результатов число кластеров было выбрано равным 10. В таблице 2 приведены средневзвешенные значения, соответствующие каждому кластеру.

№ кластера	$f_{131,137}$	f _{129m,137}
1	61 38	22 6
2	73 61	8 1
3	906 1150	17 2
4	12 11	8 1
6	283 286	26 8
8	125 118	24 3
9	31 21	15 2
10	409 433	11 2

Таблица 2. Значения коэффициентов фракционирования в кластерах

Согласно ожиданиям, некоторые кластеры оказались «пустыми», а погрешность определения средних значений коэффициента фракционирования йода-131, активность которого к моменту пробоотбора существенно уменьшилась, принимает высокие значения, достигая 100% и более.

Проинтерполировав декластеризованные данные на всю территорию префектуры Фукусима и близлежащие области, где проводились измерения, получим карту совместного распределения коэффициентов *f*_{131,137}, *f*_{129m,137} (рис.2).



Рис. 2 Карта расположения кластеров на территории Японии с наибольшим загрязнением.

Географическое расположение данных наглядно демонстрирует, что, несмотря на прослеживание радиоактивных следов загрязнения территории со скачками коэффициентов фракционирования вдоль них, классы сильно разбиты и отсутствует непрерывность распределения. Это, по-видимому, обусловлено сложными метеорологическими условиями формирования следов и орографией местности. Дальнейший анализ будет направлен на выявлении роли этих факторов.

5. Заключение

В ходе проделанной работы была сформирована база данных по радиоактивному загрязнению почвенного покрова. Для удобства и корректности расчётов применительно специально к нашей задаче был разработан особый метод декластеризации. Проведены статистический и кластерный анализы эмпирических данных, построены карты географического распределения исходных и декластеризованных данных. Результаты исследования продемонстрировали эффективность выбранного подхода, однако выявили необходимость в более тщательной подготовки данных и детальном улучшении метода кластеризации.

Проведённое зонирование загрязнённых территорий в дальнейшем будет использовано для расчётов дозовых нагрузок на население и оценки последствий аварии.

- 1. Агентство ядерной и промышленной безопасности Японии (NISA), http://www.nisa.meti.go.jp/english/index.html
- 2. Министерство образования, культуры, спорта, науки и технологии (MEXT), http://www.mext.go.jp/english/radioactivity_level/detail/1303962.html
- Министерство образования, культуры, спорта, науки и технологии (MEXT) http://radioactivity.mext.go.jp/old/ja/#monitoring_around_FukushimaNPP-dust_sampling — в более позднее время
- 4. Радиационный мониторинг почв в префектуре Фукусима. Отчет от 06.04.2012 на японском. http://radioactivity.mext.go.jp/ja/contents/1000/308/24/232_120409.pdf
- 5. Mikhail Kanevski. Advanced Mapping of Environmental Data. Geostatistics, Machine learning and Bayesian Maximum Entropy.

Методическое и экспериментальное обеспечение для внутриреакторной диагностики топливных и конструкционных материалов

Арефинкина С.Е., студент 5 курса НИЯУ МИФИ Научный руководитель: к.т.н. Сурин В.И., доцент НИЯУ МИФИ

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

эл. почта: esa_esa@mail.ru

Введение

Для развития ядерного энергетического комплекса страны необходимо внедрение новых технологических разработок, в том числе в области функциональной диагностики и неразрушающего контроля. Применение современных измерительных технологий во внутриреакторных условиях требует создания методического и экспериментального обеспечения, связанного с совершенствованием измерительных устройств и увеличением их срока службы, увеличением объема полезной информации и повышением ее надежности, а также с обеспечением безопасности проведения исследований.

На кафедре конструирования приборов и установок НИЯУ МИФИ накоплен положительный опыт разработок приборов, измерительных устройств и информационно-измерительных систем для функциональной электрофизической диагностики и неразрушающего контроля материалов и изделий [1]. Как показывает практика и полученные результаты в этой области, электрофизические методы, обладая высокой чувствительностью и информативностью, обеспечивают эффективную диагностику, контроль и надежность результатов измерений в условиях близких к рабочим условиям эксплуатации ядерных и конструкционных материалов. Использование данных методов позволяет получать высокие результаты не только в рабочих условиях, но и на стадии разработки новой технологии, выбора материалов, состава топлива и оболочек твэлов, исследования их физико-механических свойств, а также отбраковки готовых изделий [2-5].

В докладе представлены результаты применения функциональной электрофизической диагностики во внутриреакторных испытаниях уран-циркониевого карбонитридного топлива на ранней стадии облучения. Использование радиационной температурно-силовой обработки позволило инициировать размерную нестабильность материала, отличающуюся высокими значениями деформации.

Методика проведения исследований

Экспериментальный комплекс, разработанный для проведения активных испытаний в реакторах бассейнового типа, включает систему обеспечения и управления экспериментом, облучательную камеру и информационно-измерительную систему. Разработанная методика испытаний ядерных и конструкционных материалов удовлетворяет требованиям на аппаратурное и методическое обеспечение по ОСТ 9510261-87, а также требованиям положений ГОСТ Р 8.596-2002 и ГОСТ Р ИСО 5725.

Радиационная температурно-силовая обработка применялась для моделирования и реализации условий размерной нестабильности топливных материалов на ранних стадиях облучения. Количество температурно-силовых циклов, а также предельные значения температуры и нагрузки выбирались таким образом, чтобы при выходе на заданный режим испытаний изменения диагностируемого параметра не превышали 5-10 % от его начального значения. Диагностику проводили на карбонитридах и циркониевых (до 20 ат.% циркония в металлической решетке) карбонитридах урана (U,Zr) ($C_{0,46}N_{0,48}O_{0,06}$) под облучением до выгорания 0,14 % тяжелых атомов. Образцы с различным размером зерна (8-15 мкм) и пористости (8-11 %) были приготовлены методами порошковой металлургии. Деформирование цилиндрических образцов высотой 10-13 мм и диаметром 5-7 мм проводили сжатием до относительной деформации ϵ ~0,3 в режимах силового циклирования и ползучести по разработанной методике. В качестве диагностического параметра использовали разность электрических потенциалов на поверхности образца при пропускание через него постоянного

электрического тока, а также термо-эдс. Задачей исследования являлось получение информации по диагностическим параметрам и постановки диагнозов относительно поведения материала сердечника.

Осуществляя в разных циклах изотермическую выдержку образца при различных нагрузках и длительностях испытаний, получали изменения диагностических параметров в достаточно широких пределах.

Результаты испытаний и их обсуждение

Длительное ступенчатое повышение температуры на 100-150 К со скоростью нагрева 50К·с⁻¹, от температуры саморазогрева до 750 К в течение 30 ч, при постоянной нагрузке (σ =5 МПа) приводит к заметному формоизменению, при котором значения диагностических параметров могут возрастать в 2-3 раза (рис.1). Еще большее изменение (критическая деформация до 30% и более) наблюдается при температуре испытаний около 2100К при флюенсе 8,4·10²¹ м⁻².

Проведенные исследования позволили выявить закономерность экстремальных изменений диагностических параметров, предшествующих деформации высокой степени или разрушению образца. Накопление пластической деформации приводит к росту внутренних напряжений до определенного критического значения, выше которого происходит их релаксация, сопровождаемая скачками диагностических параметров спонтанного характера до значений, превышающих 10 ³мкВ. Другой экспериментально установленный факт заключается в том, что термоэдс, соответствующая заданному значению деформации, для уран-циркониевых карбонитридов по абсолютной величине в 1,5-2 раза выше, чем термоэдс карбонитридов урана, не легированных цирконием.



Рис. 1. Изменение диагностических параметров термо-эдс ΔU_T (кривая 1) и разности электрических потенциалов на поверхности образца при пропускании через него постоянного электрического тока $\Delta U_{\Im\Pi}$ (кривая 2), а также деформации ε (кривая 3) от времени при испытаниях уран-циркониевого карбонитрида

Используя методы расчета деформации на основе электрофизических характеристик [1], определили изменение локальной деформации образца (рис.2).



Рис. 2. Расчетное значение локальной деформации образца для уран-циркониевого карбонитрида

Заключение

Разработанная методика радиационной температурно-силовой обработки при проведении внутриреакторных испытаний топливных материалов позволяет получать размерную нестабильность порядка 30% и более.

Опыт проведения внутриреакторных измерений и полученные результаты позволяют сделать вывод о возможностях применения функциональной электрофизической диагностики для диагностирования топливных и конструкционных материалов.

- 1. Сурин В.И., Евстюхин Н.А. Электрофизические методы неразрушающего контроля и исследования реакторных материалов. М.: МИФИ, 2008, 167 с.
- Экспериментальный комплекс «ПОИСК» для высокотемпературных физико-механических исследований /Н.А. Евстюхин, В.И. Князев, В.И. Сурин, С.Н. Тарасов, Ю.Д.Фурсов // Экспериментальное обеспечение реакторных исследований материалов. М.: Энергоатомиздат, 1990, с. 60-67.
- Структурный анализ пористых материалов методом измерения электросопротивления и термо-эдс / В.И. Сурин, Н.А. Евстюхин, С.Н. Тарасов, В.И. Чебурков // Испытания реакторных материалов. М.: Энергоатомиздат, 1998, с. 37-43.
- Белова В.С., Евстюхин Н.А., Морозов А.А., Сурин В.И. Информационно-измерительная система для внутриреакторных исследований материалов // Информационные технологии в проектировании и производстве. М.: ФГУП ВИМИ, выпуск №1, 2010г., с.39-47.
- Surin V.I., Evstyukhin N.A., Kapralov Yu.A., Morozov A.A. High-effective control system for reactor technological equipment. International Conference "Nuclear Energy for New Europe 2010", Nuclear Society of Slovenia, Ljubljana, Slovenia, Book of Abstracts, Invited Lectures, pp.58-59.

Совершенствование системы мониторинга программ в области ЯРБ

Арефинкина С.Е., м.н.с. ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н. Ободинский А.Н.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-47, эл. почта: ase@ibrae.ac.ru

1. Введение

Мониторинг программ осуществляется с помощью системы целевых индикаторов и показателей. Они являются основным инструментом объективной оценки достижения целей, выполнения основных задач и ключевых мероприятий целевых программ.[1]

По мере приближения сроков завершения федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» (ФЦП ЯРБ) обязательность достижения значений ее целевых индикаторов и показателей становится критически важной не только для успешной реализации текущей, но и для утверждения следующей программы. [2]

С учетом накопленного за время реализации ФЦП ЯРБ опыта по мониторингу целевых показателей в данной работе приводятся некоторые предложения по пересмотру и дополнению отдельных показателей, а также рассмотрение изменений, произошедших в 2013 году. Целью проведенного анализа является усовершенствование существующей системы мониторинга, которое позволило бы достичь компромисса между повышением эффективности показателей как инструмента отражения хода работ по мероприятиям и предъявляемыми к показателям требованиями (адекватность, точность, объективность, достоверность, однозначность, экономичность, сопоставимость, своевременность и регулярность).

2. Краткая характеристика целевых индикаторов и показателей ФЦП ЯРБ

Ход реализации Программы оценивается на основе анализа следующих целевых индикаторов:

- 1. Строительство и реконструкция объектов инфраструктуры по обращению с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) и радиоактивными отходами (РАО).
- 2. Вывод ядерно и радиационно опасных объектов (ЯРОО) из эксплуатации и реабилитация территорий.
- 3. Создание и развитие Единой государственной автоматизированной системы мониторинга радиационной обстановки на территории Российской Федерации.
- 4. Степень достижения основной цели Программы.

Согласно постановлению Правительства РФ от 26.06.1995 № 594 «О реализации федерального закона "О поставках продукции для федеральных государственных нужд», целевые индикаторы и показатели должны быть запланированы по годам ее реализации, количественно заданными и измеряемыми по данным федерального государственного статистического наблюдения. Если значения целевых индикаторов и показателей определяются расчетным методом, то необходимо наличие методики сбора исходной информации и их расчета. Утвержденная ранее методика, была уточнена в 2013 году с учетом происходивших корректировок Программы и утверждена Директором по государственной политике в области РАО, ОЯТ и ВЭ ЯРОО.

Согласно методике, расчёт индикаторов 1-3 за определённый год производится по единой схеме. Для расчёта индикатора в заданный год суммируют взятые с соответствующими весами (долями) отношения значений целевых показателей (далее показателей), составляющих индикатор в рассматриваемом году, к соответствующим значениям индикатора в последнем году реализации Программы. Индикатор 4 характеризует степень выполнения запланированных программных мероприятий. Рассчитывается в процентах как среднее арифметическое индикаторов 1-3.[3]

Мониторинг достижения запланированных значений осуществляется на основании ежеквартальной отчетности организаций-исполнителей мероприятий, вносящих вклад в достижение целевых показателей, а также на основании информации, предоставляемой государственными заказчиками ФЦП ЯРБ. По представленным данным рассчитываются интегральные значения целевых показателей и индикаторов. На основе полученных значений формируется Форма 1 ФП - индикаторы, которая, кроме Росстата, представляется в Минэкономразвития России, с возможностью рассмотрения на уровне Правительства Российской Федерации [4].

3. Предложения по совершенствованию системы мониторинга ФШП ЯРБ

Первый целевой индикатор, отражающий ввод в эксплуатацию новых и завершение модернизации существующих объектов инфраструктуры по обращению с ОЯТ и РАО в рамках реализуемых программных мероприятий, рассчитывается на основе двух целевых показателей: ввод в эксплуатацию мощностей хранилищ ОЯТ (тыс. т) и ввод в эксплуатацию мощностей хранилищ РАО (тыс. куб. м). Данные целевые показатели рассчитываются путем сложения полезного объема для размещения ОЯТ и РАО.

Вступлением в силу Федерального закона «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» № 190-ФЗ от 11 июля 2011 года обусловлен переход к практике окончательной изоляции радиоактивных отходов. В связи с этим при разработке будущих программ появилась необходимость уточнения показателя по вводу мощностей хранилищ РАО. Основная составляющая в достижении значения показателя будет заключаться в учете объемов введенных объектов окончательной изоляции РАО, сооружением которых будет заниматься ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами».

Второй индикатор «Вывод ядерно и радиационно опасных объектов из эксплуатации и реабилитация территорий» рассчитывается на основе следующих целевых показателей: «проведение инвентаризации ЯРОО», «подготовка к выводу из эксплуатации ЯРОО», «ликвидация ЯРОО», «освобождение мест хранения ОЯТ с целью повышения безопасности объектов временного размещения», «активность РАО, переведенных в экологически безопасное состояние», «реабилитация радиационно загрязненных территорий».

В рамках второго индикатора для некоторых мероприятий, которые по сложности, масштабности и стоимости существенно отличаются от основного перечня работ, для подсчета целевых показателей по подготовке к выводу из эксплуатации и ликвидации ЯРОО используются дробные коэффициенты учета.

Например, для мероприятия, направленного на вывоз с объектов навигационного обеспечения Северного морского пути и утилизацию радиоизотопных термоэлектрических генераторов (РИТЭГ) установлен дробный коэффициент пересчета, равный 0,1.

Аналогичный подход может быть применен и к другим показателям, входящим в данный индикатор, в частности, к работам по реабилитации загрязненных территорий.

Согласно утвержденной Методике расчета целевых показателей, под реабилитацией радиационно загрязненных территорий понимается комплекс мероприятий, характеризующийся снижением уровня радиоактивного загрязнения территорий (рекультивация) и помещений (дезактивация) до значений, не превышающих установленные допустимые уровни воздействия для облучения от техногенных источников излучения. Данная трактовка понятия реабилитации доведена до организаций-исполнителей мероприятий ФЦП ЯРБ в рамках рассылаемой инструкции по заполнению отчетности. Но нужно учитывать, что в современном отечественном законодательстве деятельность по реабилитации определяется по-разному, что в российской и международной практике существуют различные подходы к необходимости проведения работ в данном направлении [6]. В связи с этим при подсчете показателя возможное различное понимание того, какую территорию нужно учитывать считать реабилитированной, со стороны исполнителей мероприятий в разных организациях и необходимо проводить работу по уточнению конкретных значений по отдельным работам.

На данный момент расчет показателя по реабилитации не учитывает дифференциацию работ по стоимости и сложности, связанных с уровнем загрязнения, расположением территорий. Например, стоимость работ в рамках мероприятия по ликвидации последствий радиоактивного загрязнения территории и объектов в городе Менделеевск (Республика Татарстан) в несколько раз отличается от стоимости работ по рекультивации загрязненных территорий в Республике Саха (Якутия), при этом

вклад в показатель отражает только реабилитированные площади. В связи с этим, для расчета показателя предполагается целесообразным введение коэффициентов, которые учитывали бы вышеперечисленные и другие факторы.

Подготовка к выводу из эксплуатации ЯРОО – длительный по времени процесс, состоящий из большого числа этапов, завершение одного из которых согласно Методике расчета принимается в качестве достижения значения по соответствующему показателю. Перечень этапов приводится в инструкции по заполнению форм отчетности, рассылаемым организациям-исполнителям мероприятий и государственным заказчикам. При этом опыт показывает, что при заполнении форм отчетности исполнители на предприятиях по-разному интерпретируют достижение значения данного показателю. В частности, имеет место некорректное указание достижения нескольких значений по показателю при завершении более чем одного этапа в разные временные периоды для одного объекта. Также сложности возникают в связи с тем, что существуют этапы, не вошедшие в предложенный перечень, но исполнители считают их выполненными и могут указать это в отчетности. В таких случаях отчетность требует уточнения. При разработке будущей ФЦП предполагается продолжать оценивать результаты по данному показателю, но ввести более жесткие условия – в качестве подготовленного к выводу из эксплуатации ЯРОО учитывать объект, для которого организацией-исполнителем получена лицензия на ВЭ.

Согласно постановлению Правительства Российской Федерации от 16 октября 2013 года № 926 показатель «Размещение отработавшего ядерного топлива в объектах длительного хранения», который рассчитывался до 2013 года, заменен на более общий целевой показатель «Освобождение мест хранения отработавшего ядерного топлива с целью повышения безопасности объектов временного размещения». Единицы измерения целевого показателя были изменены на штуки ОТВС (отработавших тепловыделяющих сборок) вместо тонн.

Показатель «Размещение ОЯТ в объектах длительного хранения» получался путем сложения тонн ОЯТ по урану, которое принято на долговременное хранение. Учет велся организацией, принимающей на долговременное хранение ОЯТ [4]. Новый показатель «Освобождение мест хранения ОЯТ...» учитывает не только объем ОЯТ, размещенного на длительное хранение, но и объем топлива, вывезенного на переработку.

Переход на расчет в штуках ОТВС дает возможность более гибко оценивать вклад в достижение значения показателя мероприятий, в частности, связанных с вывозом ОЯТ из исследовательских центров Российской Федерации, особенностью которых является наличие большой номенклатуры накопленного отработавшего ядерного топлива. Это обуславливает сложность проводимых работ. Важнейшей задачей при освобождении хранилищ ядерного топлива исследовательских реакторов (ИР) является, прежде всего, его аттестация и подготовка к транспортировке. Именно так обстоит дело с ОЯТ НИИАР, ФЭИ, Курчатовского института. Только в НИИАР хранится ОЯТ более чем 40 типов; в ФЭИ — более чем 30 типов. Для каждого такого типа необходима своя транспортировке и переработке. [5] На основании этого можно сделать вывод, что при переходе к показателю «Освобождение мест хранения ОЯТ...» и его расчету в штуках ОТВС (учитывая в среднем относительно небольшой вес ОТВС ИР), вклад данных мероприятий в достигнутое значение показателя более объективно отражает значимость и сложность проводимых работ.

При разработке будущих ФЦП решение проблем, связанных с обращением с ОЯТ, планируется дополнить показателем «Переработка отработавшего ядерного топлива», что наиболее полно отражает весь комплекс работ в этом направлении [4]. Вопрос о выборе единиц расчета этого показателя на данный момент является дискуссионным. Достижение значений по переработке ОЯТ должно быть согласовано с темпами ввода мощностей по переработке, которые при разработке будущей ФЦП планируется учитывать в новом соответствующем показателе, который предполагается включить в первый индикатор.

Применение показателя «Активность РАО, переведенных в экологически безопасное состояние» (10¹⁸ Бк) не дает возможности оценить результаты основной массы мероприятий, в рамках которых проводятся такие работы. Из нескольких десятков мероприятий только несколько (в частности, работа электропечи на ФГУП «ПО «Маяк», мероприятия, проводимые на полигоне «Северный» в г. Железногорск, площадках 18 и 18а в г. Северск) дают основной вклад в достижение показателя. Также подсчет осложняется тем, что организации-исполнители по-разному интерпретируют достижение данного показателя при заполнении отчетности, не всегда указывая значения по остаточной активности.

Таким образом, выполнение критериев, связанных с точностью, достоверностью и однозначностью данного показателя часто требует дополнительных запросов и уточнений у организаций-исполнителей.

При разработке следующей ФЦП предполагается отказаться от показателя «Активность РАО, переведенных в экологически безопасное состояние», а использовать показатели по захоронению твердых радиоактивных отходов (ТРО) и переводу пунктов размещения особых (неудаляемых) РАО в пункты консервации. При планировании значений показателя по захоронению твердых радиоактивных отходов необходимо учитывать то, что ожидаемым объемам по захоронению ТРО должно отвечать своевременное создание необходимой инфраструктуры для переработки и захоронения РАО.

4. Выводы

На основании проведенного анализа можно сделать вывод о том, что дифференцированный и более гибкий подход, включающий введение коэффициентов, изменение существующих и введение новых показателей с учетом опыта проделанной работы, поможет более точно оценивать ход реализации программ в области ЯРБ.

- 1. Постановление Правительства РФ от 26 июня 1995 № 594 «О реализации федерального закона "О поставках продукции для федеральных государственных нужд».
- 2. О.В. Крюков, «Реализация государственной политики в области обращения с ОЯТ, РАО и вывода из эксплуатации», тематический сборник «Ядерная и радиационная безопасность России», выпуск 14, Москва, 2013.
- 3. Захарова О.Е., «Оптимизация работ по отчетности по целевым показателям федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года», сборник трудов XII научной Школы молодых ученых ИБРАЭ РАН, Москва, 2011.
- 4. Н.Г. Бобров, О.Е. Захарова, А.И. Илюшкин, А.Н. Ободинский, А.В. Приходько, «Мониторинг реализации мероприятий ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года», тематический сборник «Ядерная и радиационная безопасность России», выпуск 12, Москва, 2012.
- М.В. Барышников, А.В. Хаперская, «Решение проблем накопленного ОЯТ в рамках ФЦП ЯРБ 2008— 2015 гг.», тематический сборник «Ядерная и радиационная безопасность России», выпуск 12, Москва, 2012.
- 6. И.Л. Абалкина, А.С. Иорданов, С.В. Панченко, «Формирование подходов к развитию правового регулирования вопросов реабилитации радиоактивно загрязненных территорий, тематический сборник «Ядерная и радиационная безопасность России», выпуск 14, Москва, 2013.

Разработка программного комплекса для оценки ядерной безопасности объектов с ядерным топливом (БОС, БСС, ССТ, БВ) на Белоярской АЭС на базе программы нейтроннофизического расчета ММК

Асатрян Д.С., аспирант 1 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.т.н., зав. лаб. ИБРАЭ РАН Селезнев Е.Ф. Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН тел.: (495) 955-23-11, эл. почта: dsa@ibrae.ac.ru

Введение

Одной из задач, которые ставит надзорный орган перед эксплуатирующей организацией АЭС, является обоснование ядерной безопасности объектов с ядерным топливом, как в нормальном режиме эксплуатации, так и в аварийном.

В соответствии с правилами безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива [1], критерием ядерной безопасности является эффективный коэффициент размножения, значение которого не должно превышать 0,95.

Целью данной работы является создание программного средства, позволяющего персоналу Белоярской АЭС проводить оценки ядерной безопасности барабанов свежего и отработавшего топлива, склада свежего топлива и бассейна выдержки при различных загрузках и режимах работы.

Для оценки $K_{g\phi}$ в работе используется программа нейтронно-физического расчета ММК, основанная на методе Монте-Карло [2]. ММК – программа расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в P_n приближении. Подготовкой констант для ММК занимается программа CONSYST [3], использующая библиотеку БНАБ-93.

Описание моделей объектов

Барабан свежих и отработанных сборок

Барабан отработавших сборок (БОС) предназначен для размещения, хранения и расхолаживания отработавших сборок, а также для перемещения их от каналов передаточного бокса к каналам обмывочного бокса. БОС состоит из корпуса, в котором размещен ротор с гнездами для ТВС, опорной плиты, выполняющий функции теплоизоляции и биологической защиты. Полная вместимость барабана 200-207 ОТВС, расположенных в 3 ряда на диаметрах 3140, 2910, 2680 мм, по 69 ТВС в каждом ряду, в трубах из нержавеющей стали 10Х18Н10Т диаметром 121,5х1,5 мм. Между трубами для ОТВС установлены трубы длиной 1425 мм, диаметром 30х3 мм, заполненные на высоту 1160 мм карбидом бора весом 0,725 кг. При нормальных условиях БОС заполнен натрием при температуре 250 °C.

Барабан свежих сборок (БСС) является промежуточным местом хранения свежих сборок: ТВС активной зоны и зоны воспроизводства, стержней СУЗ с пеналами, гильз СУЗ с захватами и других элементов активной зоны, имеющих конфигурацию ТВС.

Конструкция БСС аналогична конструкции БОС, отсутствует только страховочный корпус. Во время загрузки БСС заполнен воздухом при температуре до 40 °C. После окончания загрузки внутренняя полость БСС заполняется аргоном, а сборки нагреваются до температуры 200°C.

На рисунке 1 изображена модель барабана отработавших сборок, реализованная в программе ММК.



Рис.1. Горизонтальное и вертикальное сечение модели БОС

Бассейн выдержки

Бассейн выдержки предназначен для приемки и хранения отработавших сборок реактора БН-600 (ТВС, спецпеналов, стержней СУЗ и т.д.). Для хранения отработавших сборок в БВ предназначены специальные чехлы и корзины. В основном используются 28 и 35 - местные чехлы. 35-местный чехол может содержать до 35 ОТВС и до 15 стержней СУЗ, а 28-местный чехол только до 28 ОТВС. Положение чехлов в отсеках БВ, а также отработавших сборок в чехлах и корзинах – вертикальное. Шаг размещения сборок в чехлах от 218 до 247 мм. Конструкция чехла и корзины обеспечивает естественную циркуляцию. Шаг размещения чехлов в бассейне выдержки 1640-1775 мм. Расчеты проводились при полностью заполненном БВ 35-местными чехлами. Таким образом, модель БВ состоит из 120 чехлов, или 4200 ТВС, или 533400 твэл.



Рис. 2. Горизонтальное сечение БВ, заполненного 35-местными чехлами

Склад свежего топлива

Склад свежего топлива (ССТ) предназначен для приема, хранения, инспекции и подготовки к отправке в реакторное отделение свежих ТВС, а также стержней и гильз СУЗ. ТВС поступают на склад свежего топлива в ТУК. Извлеченные из ТУК ТВС, хранятся в 19-местных транспортных чехлах (ВТУК). На рисунке 3,4 изображено поперечное сечение расчетной модель для группы ТУК и одного ВТУК.



Рис. 3. Сечение группы ТУК



Рис. 4. Сечение ВТУК

Программа подготовки расчетного задания

Особенностью программы ММК является использование в ней специализированных геометрических модулей. Эти модули просто использовать в применении к реакторным задачам, но при решении задач отличных от реакторных появляется ряд ограничений. Модель геометрии ММК использует понятие вложенных структур, т.е. имеется возможность описывать структуры, внутри объекта другой структуры более высокого уровня. Однако, возможно использование только 3 уровней вложенности, что достаточно для гетерогенного описания реакторных задач, но не, например, гетерогенного описания бассейна выдержки. В связи с этим для описания гетерогенных моделей объектов с ядерным топливом приходится отказаться от создания периодических структур, и описывать каждый твэл в каждой ТВС по отдельности, что в масштабах данной работы является неподъемной задачей для человека. Поэтому была создана программа, позволяющая автоматизировать процесс определения входных данных для нейтронно-физического расчета при помощи ММК. Пользователю необходимо лишь определить картограмму соответствующего объекта и типы TBC, которые используются в этой картограмме. На рисунке 5 изображен интерфейс при проведении расчетов барабанов и бассейна выдержки.

В связи с тем, что персонал станции обязан выключать компьютеры после окончания рабочего времени, возникает ограничение на время проведения расчетов, которое не должно быть больше 6 часов. Для того, чтобы удовлетворить данному требованию было проведено распараллеливание программы ММК. Это позволит использовать весь потенциал современных вычислительных машин, производительность которых растет в основном за счет увеличения числа ядер Распараллеливание проводилось при помощи библиотеки MPI, использующей модель распределенной памяти.



Рис. 5. Интерфейс программы для подготовки входных данных

Результаты по эффективности полученной распараллеленной версии программы ММК приведены на рисунке 6.



Рис. 6. Зависимость ускорения параллельной ММК от числа ядер

Результаты расчетов

В таблице 1 приведены результаты расчетов объектов с ядерным топливом, заполненных однотипными ТВС из зоны высокого обогащения реактора БН-600 (консервативная оценка) для различных плотностей воды.

Плотность воды, г/см ³		(Проект) 0	0.2	0.4	0.6	0.8	1
$K_{_{9\phi}}$	БСС	0.531	0.828	0.904	0.919	0.901	0.877
	БОС	0.547	0.831	0.911	0.919	0.903	0.874
	БВ	0.586	0.586	0.496	0.453	0.445	0.457
	ВТУК	0.212	0.399	0.338	0.335	0.361	0.398

Таблица 1. Значения $K_{_{a\phi}}$ расчетных моделей при различной плотности воды

статистическая погрешность расчета не больше ±0.0008

Заключение

В работе создан программный комплекс на базе программы нейтронно-физического расчета методом Монте-Карло ММК, позволяющий проводить оценки ядерной безопасности гетерогенных моделей объектов с ядерным топливом на Белоярской АЭС. Проведены консервативные расчеты, показывающие, что требования безопасности на рассматриваемых объектах соблюдаются как в нормальном режиме эксплуатации, так и в аварийном, для топлива, используемого в реакторе БН-600.

В последнее время наблюдается тенденция к переходу от консервативных оценок к более точным расчетам, что связано с появлением новых видов топлива и увеличением глубины выгорания уже использующегося. В некоторых случаях это может приводить к тому, что консервативная оценка может не удовлетворить требованиям безопасности. В связи с этим, необходимо заметить, что созданное программное средство имеет возможность создавать модели с реальными загрузками, данные к которым можно взять из топливного архива. Это позволит пользователю в случае не удовлетворения консервативного расчета требованиям безопасности, провести их уточнение с целью поиска варианта, позволяющего удовлетворить требованиям надзорного органа.

- 1. НП-061-05. Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2006.
- 2. А.А. Блыскавка, М.Н. Николаев, А.М. Цибуля. Программный комплекс MMKKENO для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло. Инструкция для пользователя. Обнинск 2001 г.
- 3. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. «Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения», Обнинск, 2000 г.

Механизмы возбуждения изомерных ядер в горячей плотной плазме

Ахрамеев Е.В., мл. научный сотрудник

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: e.ahrameev@mail.ru

1. Введение

Ядра, возбужденные на долгоживущие изомерные состояния, являются потенциальным источником энергии, которая в обычных условиях медленно высвобождается при спонтанном распаде. Возбужденное состояние ядра проявляет себя как изомер, в случае, когда его распад значительно замедлен. Это происходит из-за сильного отличия волновых функций начального и конечного состояний ядра. Причиной этого явления служат правила отбора по квантовым числам углового момента, структурные запреты и различие по параметру коллективной деформации. Например, для статически деформированных ядер в дополнение к стандартным правилам отбора по спину и четности важную роль играет *K*-запрет [1]. Как и в атомной физике различают переходы электрического (*E*) и магнитного (*M*) типов. Полный момент и четность начального и конечного состояний ядра определяют мультипольность перехода между уровнями и тип перехода. Согласно правилам отбора, между состояниями с моментами J_i и J_f разрешены переходы с мультипольностью $|J_i - J_f| \le L \le J_i + J_f$.

Время жизни ядерных изомеров, находится в очень широком диапазоне: от пикосекунд до десятков лет. Например, изомер гафния ^{178m}Hf имеет период полураспада около 31 года и энергию перехода в основное состояние около 2.4 Мэв, так что 1 г гафния аккумулирует около 10⁹ Джоулей энергии. Это означает, что в результате ускоренного распада такого количества чистого гафния ^{178m}Hf может высвободиться столько же энергии, сколько при детонации тротила в количестве ~300 кг. Очевидно, что управляемый распад системы изомерных ядер представляет немалый интерес и для научных, и для прикладных исследований.

Современные источники лазерного излучения позволяют создавать приповерхностную плазму с температурой в несколько кэВ. Условия внутри сгустка такой плазмы оптимальны для инициирования ядерных переходов с энергиями, примерно, до 10 кэВ. В последние несколько десятилетий были проведены экспериментальные исследования по возбуждению низколежащих изомерных состояний в горячей плотной плазме для ядер ¹⁸¹Та [2-4] и ²³⁵U[5-8].

Ряд теоретических работ [9-13] был посвящен изучению механизмов возбуждения ядер фотонами и электронами в горячей плотной плазме. Основными каналами возбуждения ядерных переходов в плазме являются: обратная внутренняя электронная конверсия (ОВЭК), возбуждение через неупругое рассеяние электронов, возбуждение собственным тепловым излучением плазмы. Рассмотрим подробнее каждый механизм возбуждения ядерных переходов.

2. Неупругое рассеяние электронов плазмы на ядрах

Общие формулы для сечений неупругого рассеяния электронов на ядрах согласно [14] и [15] имеют вид:

$$d\sigma(E\lambda) = \left(\frac{e}{\hbar v_i}\right)^2 \frac{4k_i k_f}{(2\lambda+1)^3} B(E\lambda) \sum_m \left| \left\langle k_f \left| \frac{Y_{\lambda m}}{r^{\lambda+1}} \right| k_i \right\rangle \right|^2 d\Omega$$
(1)

$$d\sigma(M\lambda) = \left(\frac{e}{\hbar c}\right)^2 \frac{v_f}{v_i} \frac{4B(M\lambda)}{(2\lambda+1)^3 \lambda^2} \sum_m \left| \left\langle k_f \left| L \nabla \frac{Y_{\lambda m}}{r^{\lambda+1}} \right| k_i \right\rangle \right|^2 d\Omega$$
(2)

Подстановкой в эти выражения в качестве волновых функций налетающего и рассеянного электронов плоских волн можно получить выражения для сечений рассеяния нерелятивистских электронов на ядрах:

$$\sigma_{E1} = \frac{16 \pi^2}{9} \frac{e^2}{\hbar^2} \frac{m}{\varepsilon_i} \ln \frac{\sqrt{\varepsilon_i} + \sqrt{\varepsilon_f}}{\sqrt{\varepsilon_i} - \sqrt{\varepsilon_f}} B(E1; I_I \to I_f)$$
(3)

$$\sigma_{E2} = \frac{64 \pi^2}{225} \frac{e^2}{\hbar^4} m^2 \sqrt{\frac{\varepsilon_f}{\varepsilon_i}} B(E2; I_i \to I_f)$$
(4)

$$\sigma_{E3} = \frac{128 \,\pi^2}{11025} \frac{e^2 m^3}{\hbar^6} (\varepsilon_i + \varepsilon_f) \sqrt{\frac{\varepsilon_f}{\varepsilon_i}} B(E3; I_i \to I_f) \tag{5}$$

$$\sigma_{M1} = \frac{16 \pi^2}{9} \frac{e^2}{\hbar^2 c^2} \frac{\varepsilon_i + \varepsilon_f}{\varepsilon_i} \ln \frac{\sqrt{\varepsilon_i} + \sqrt{\varepsilon_f}}{\sqrt{\varepsilon_i} - \sqrt{\varepsilon_f}} B(M1; I_I \to I_f)$$
(6)

где ω_N - энергия перехода из начального в конечное состояние ядра, $\varepsilon_i = p_i^2 / 2m$ - кинетическая энергия рассеивающегося электрона в нерелятивистском приближении, $\varepsilon_i = \varepsilon_i - \omega_N$.

Приведенную вероятность ядерного перехода обычно представляют в виде:

$$B(E[M]L, I_I \to I_f) = B(W; E[M]L)B_{W.u.}(E[M]L, I_I \to I_f)$$
⁽⁷⁾

где B(W; E[M]L) - приведенная вероятность в модели Вайскопфа для E[M]L перехода в ядре с атомным номером A и радиусом $R_0 = 1.2\sqrt[3]{A}$ фм:

$$B(W, EL) = \frac{e^2}{4\pi} \left(\frac{3}{3+L}\right)^2 R_0^{2L}$$
(8)

$$B(W; ML) = B(W; EL) \times 10 / (M_N R_0)^2$$
, M_N – масса нуклона. (9)

в формуле (7) $B_{W.u.}(E[M]L, I_I \rightarrow I_f)$ - приведенная вероятность в единицах Вайскопфа, параметр учитывающий особенности конкретного перехода в ядре. Функции $B_{W.u.}(EL, I_I \rightarrow I_f)$ приводятся в издании Nuclear Data Sheets в качестве характеристик интенсивностей ядерных переходов.

Приведенная вероятность ядерного перехода непосредственно измеряется в эксперименте из ширины линии излучения, так как радиационная ширина ядерной линии Γ_N^{rad} (она же вероятность излучения) связана с приведенной вероятностью и энергией перехода ω из начального состояния в конечное следующей формулой [14]:

$$\Gamma_N^{rad}(\omega) = 8\pi \frac{\omega^{2L+1}}{[(2L+1)!!]^2} \frac{L+1}{L} B(E[M]L); I_I \to I_f)$$
(10)

3. Возбуждение собственным тепловым излучением плазмы

В [2] и [4] было показано, что возбуждение собственным тепловым излучением плазмы является доминирующим механизмом в случае горячей плотной плазмы. Данный механизм является резонансным. Предположим, что спектр фотонов имеет планковское распределение:

$$n_P(\omega) = \frac{1}{\pi^2} \frac{\omega^2}{\exp(\omega/T) - 1}$$
(11)

В данном случае оценить эффективность фотовозбуждения ζ_{γ} , т.е. отношение числа возбужденных ядер к общему количеству изомерных ядер в плазменном сгустке (в зоне реакции), можно по формуле:

$$\zeta_{\gamma} = \frac{\Gamma_N^{rad}(\omega_N)\tau}{\exp(\omega_N/T) - 1}$$
(12)

где τ – время существования плазменного сгустка. Радиационная ширина ядерной линии Γ_N^{rad} определена формулой (10).

4. Обратная внутренняя электронная конверсия (ОВЭК)

Механизм ОВЭК [9, 10] является резонансным процессом возбуждения ядер электронами. Суть механизма заключается в том, что электроны плазмы, возвращаясь на атомные оболочки ионов, выделяют энергию, которой может оказаться достаточно для возбуждения ядра.

Из всего спектра тепловых электронов плазмы резонансно возбуждают ядро лишь те, энергия которых лежит в пределах конверсионной ширины изомерного уровня Γ_{conv} вокруг резонансной энергии, определяемой выражением $E_{res} = E_{is} - |E_f|$, где E_f – энергия оболочки, на которую захватывается электрон непрерывного спектра ионом.

В расчетах в данной работе применялась оценка $|E_f| = E_{is}/2$ исходя из известного факта, что основной вклад в конверсию дают оболочки атома, энергия связи которых, составляет, примерно, половину энергии ядерного перехода [16]. Сечение процесса ОВЭК может быть представлено формулой:

$$\sigma_{IEC} = \frac{\lambda_e^2}{2\pi} \tag{13}$$

где λ_e - дебройлевская длина волны резонансных электронов $\lambda_e = 2\pi / (mv_{res})$, а $v_{res} = \sqrt{2E_{res}} / m$. Эффективность возбуждения можно оценить из соотношения:

$$\zeta_{IEC} = \sigma_{IEC} n_e f(E_{res}) \frac{\Gamma_{conv}}{T} v_{res} \tau$$
(14)

Как и все другие резонансные механизмы, ОВЭК наиболее эффективен при температуре плазмы T сравнимой с энергией ядерного перехода ω_N .

5. Сравнение механизмов возбуждения на примере ядра ¹⁸¹Та (Е1)

На рис.1 представлен результат сравнительного анализа эффективностей различных механизмов возбуждения ядра ¹⁸¹Та в горячей плотной плазме с температурой до 5 кэВ. В расчетах принимались следующие параметры: концентрация электронов в плазме $n_e = 3*10^{20}$ см⁻³, время существования сгустка плазмы 50 нс.



*Puc.1. Сравнение эффективностей возбуждения ядра*¹⁸¹*Ta по механизмам: неупругое рассеяние* электронов (сплошная линия), обратная внутренняя электронная конверсия (точечная линия), возбуждения собственным тепловым излучением плазмы (пунктирная линия).

Доминирующим процессом при сравнительно малых значениях kT (< 0,3 кэВ) является возбуждение по механизму OBЭК, при значениях kT > 0,6 кэВ, главную роль играет процесс возбуждения собственным тепловым излучением плазмы.

6. Заключение

В работе представлены аналитические выражения для расчета эффективностей различных механизмов возбуждения изомерных ядер (неупругого рассеяния электронов, обратной внутренней электронной конверсии, возбуждения собственным тепловым излучением плазмы). Анализ показал, что доминирующими механизмами возбуждения ядер в горячей плазме являются механизм ОВЭК и возбуждение собственным тепловым излучением плазмы. В качестве примера, в Таблице 1 приведены результаты расчетов для ядра ¹⁸¹Та.

kT, кэВ	Фото возбужд.	ОВЭК	Рассеяние электронов	kT, кэВ	Фото возбужд.	ОВЭК	Рассеяние электронов
0,3	9,36E-14	7,52E-13	3,39E-19	2,5	9,03E-06	2,94E-10	4,3E-11
0,5	3,83E-10	2,24E-11	1,71E-15	3,0	1,43E-05	2,75E-10	6,49E-11
1,0	1,97E-07	1,79E-10	9,89E-13	3,5	2,03E-05	2,53E-10	8,7E-11
1,5	1,59E-06	2,75E-10	8,1E-12	4,0	2,67E-05	2,32E-10	1,08E-10
2,0	4,64E-06	3,01E-10	2,3E-11	4,5	3,35E-05	2,12E-10	1,28E-10

Таблица 1. Сравнение эффективностей механизмов возбуждения ядра ¹⁸¹Та

- 1. В. Г.Соловьев, Теория атомного ядра. Ядерные модели, М., 1981.
- 2. A. V. Andreev, R. V. Volkov, V. M. Gordienko, et al., JETP Lett. 69, 371 (1999).
- 3. A. V. Andreev, R. V. Volkov, and V. M. Gordienko, et al., Quantum Electron. 29, 191 (1999).
- 4. A.V. Andreev, R.V. Volkov, V.M. Gordienko et al., JETP 91 (2000), 1163;.
- 5. Y. Izawa and C. Yamanaka, Phys. Lett. B 88, 59 (1979).
- 6. Y. Izawa, H. Otoni, and C. Yamanaka, in Laser Interaction and Related Plasma Phenomena, ed. by H. Schwartz and H. Hora (Plenum, New York, 1980), Vol. 5, p. 289.
- 7. R. V. Arutyunyan, V. A. Dolgov, S. A. Dorshakov, et al., Preprint No. IAE-4829/2 (Kurchatov Inst. of Atomic Energy, Moscow, 1989).
- 8. R. V. Arutyunyan, L. A. Bol'shov, V. D. Vikharev, et al., Sov. J. Nucl. Phys. 53, 23 (1991).
- 9. V. I. Gol'danskii and V. A. Namiot, Sov. J. Nucl. Phys. 33, 169 (1981).
- 10. V. I. Gol'danskii and V. A. Namiot, JETP Lett. 23, 451.
- 11. D. P. Grechukhin and A. A. Soldatov, Preprint No. IAE-2976 (Kurchatov Inst. of Atomic Energy, Moscow, 1978).
- 12. R. C. Haight and G. C. Baldwin, AIP Conf. Proc. 146, 58 (1986).
- 13. R. V. Arutyunyan and L. A. Bol'shov, Sov. Phys. Dokl. 34, 338 (1989).
- 14. K. Alder, A. Bohr, T. Huus, B. Mottelson, and A. Winther. Rev. Mod. Phys. 28 (1956), 432.
- 15. И. Айзенберг, В. Грайнер, Механизмы возбуждения ядра, М.: Атомиздат, 1973.
- 16. E.V. Tkalya, Mechanisms for the Excitation of Atomic Nuclei in Hot Dense Plasma; Laser Physics, Vol. 14, No. 3, 2004, pp. 360-377.

Моделирование кластеризации монодисперсных частиц в гомогенной турбулентности при учете силы гравитации

Бекетов А.И., аспирант 2 года МФТИ

Научный руководитель: к.ф.-м.н. Алипченков В.М.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН Московский физико-технический институт

эл. почта: andrey1919@gmail.com

1. Введение

Процессом кластеризации инерционных частиц называется явление образования компактных областей со значительно повышенной концентрацией дисперсной фазы, окруженной областями с низкой концентрацией [1].

Наличие процесса кластеризации может стать причиной увеличения процесса коагуляции за счет возрастания ядер столкновения, приводить к возрастанию скорости седиментации частиц [2], [3], [4]. Соответственно, неучет процесса кластеризации может привести к занижению расчетных значений при моделировании таких процессов, как коагуляция и седиментация, происходящих в природе и технике. Стоит отметить, что данные процессы необходимо моделировать, например, при моделировании эволюции аэрозольных радиоактивных частиц, появляющихся при аварии на АЭС.

Целью данной работы было построение модели, описывающей динамику монодисперсных аэрозольных частиц и их кластеризацию в однородном турбулентном потоке при наличии силы гравитации. Данная модель была верифицирована по известным данным прямого численного моделирования (DNS), представленным в работе [5].

2. Описание модели

Представленная модель в данной работе основывается на статистическом подходе, разработанном в [3], и развитом в работах [6], [7]. Данная модель получена из кинетического уравнения для двухточечной (двухчастичной) функции плотности вероятности (ФПВ) распределения относительной скорости двух частиц $P(\mathbf{r}, \mathbf{w}, t)$.

Необходимо отметить, что при моделировании физических процессов при учете силы гравитации нарушается сферическая симметрия относительного движения и распределения пары частиц. Данный факт существенно усложняет как формализацию задачи, так и ее моделирование. В данной работе наличие силы гравитации предлагается учитывать эффективным образом через характерное время взаимодействия частиц с турбулентными вихрями жидкости T_i^p .

Согласно работам [3], [6], [7] в статистически стационарном гомогенном изотропном турбулентном поле жидкости структурные функции скоростей (СФС) и радиальная функция распределения (РФР) стационарных аэрозольных частиц описываются уравнениям (1)-(3):

$$\frac{1}{\overline{r}^{2}} \frac{d(\overline{r}^{2}\overline{S}_{p\,ll})}{d\overline{r}} - \frac{2\overline{S}_{p\,nn}}{\overline{r}} + (\overline{S}_{p\,ll} + g_{\sigma}\overline{\Sigma}_{ll}) \frac{d\ln\Gamma}{d\overline{r}} = 0$$

$$\operatorname{St}^{2} \left\{ \frac{1}{\overline{r}^{2}\Gamma} \frac{d}{d\overline{r}} \left[\overline{r}^{2}\Gamma(\overline{S}_{p\,ll} + g_{\sigma}\overline{\Sigma}_{ll}) \frac{d\overline{S}_{p\,ll}}{d\overline{r}} \right] - \frac{4}{3\overline{r}} \left[(\overline{S}_{p\,ll} + g_{\sigma}\overline{\Sigma}_{ll}) \frac{d\overline{S}_{p\,nn}}{d\overline{r}} + \frac{2}{\overline{r}} (\overline{S}_{p\,nn} + g_{\sigma}\overline{\Sigma}_{nn} + g_{\omega}\overline{\Omega}_{nn}) (\overline{S}_{p\,ll} - \overline{S}_{p\,nn}) \right] \right\} + \operatorname{St}^{2} f_{\sigma 1} \left\{ \frac{1}{\overline{r}^{2}} \frac{d}{d\overline{r}} \left(\overline{r}^{2} (\overline{S}_{p\,ll} + g_{\sigma}\overline{\Sigma}_{ll}) \frac{d\overline{\Sigma}_{ll}}{d\overline{r}} \right) - \frac{4}{3\overline{r}} \left[(\overline{S}_{p\,ll} + g_{\sigma}\overline{\Sigma}_{ll}) \frac{d\overline{\Sigma}_{nn}}{d\overline{r}} + \frac{2}{\overline{r}} (\overline{S}_{p\,nn} + g_{\sigma}\overline{\Sigma}_{nn} + g_{\omega}\overline{\Omega}_{nn}) (\overline{\Sigma}_{ll} - \overline{\Sigma}_{nn}) \right] \right\} -$$

$$(1)$$

$$-\frac{4\mathrm{St}^{2}f_{\omega l}}{3\overline{r}}\left[(\overline{S}_{p\ ll}+g_{\sigma}\overline{\Sigma}_{ll})\frac{d\overline{\Omega}_{nn}}{d\overline{r}}-\frac{2}{\overline{r}}\left(\overline{S}_{p\ nn}+g_{\sigma}\overline{\Sigma}_{nn}+g_{\omega}\overline{\Omega}_{nn}\right)\overline{\Omega}_{nn}\right]+2\left(f_{\sigma}\overline{\Sigma}_{ll}-\overline{S}_{p\ ll}\right)=0,\qquad(2)$$

$$\frac{\mathrm{St}^{2}}{3\overline{r}^{4}\Gamma}\left\{\frac{d}{d\overline{r}}\left[\overline{r}^{4}\Gamma\left(\overline{S}_{p\ ll}+g_{\sigma}\overline{\Sigma}_{ll}\right)\frac{d\overline{S}_{p\ nn}}{d\overline{r}}\right]+2\frac{d}{d\overline{r}}\left[\overline{r}^{3}\Gamma\left(\overline{S}_{p\ nn}+g_{\sigma}\overline{\Sigma}_{nn}+g_{\omega}\overline{\Omega}_{nn}\right)\left(\overline{S}_{p\ ll}-\overline{S}_{p\ nn}\right)\right]\right\}+$$

$$+\frac{\mathrm{St}^{2}f_{\sigma l}}{3\overline{r}^{4}}\left\{\frac{d}{d\overline{r}}\left(\overline{r}^{4}(\overline{S}_{p\ ll}+g_{\sigma}\overline{\Sigma}_{ll})\frac{d\overline{\Sigma}_{nn}}{d\overline{r}}\right)+2\frac{d}{d\overline{r}}\left[\overline{r}^{3}\left(\overline{S}_{p\ nn}+g_{\sigma}\overline{\Sigma}_{nn}+g_{\omega}\overline{\Omega}_{nn}\right)\left(\overline{\Sigma}_{ll}-\overline{\Sigma}_{nn}\right)\right]\right\}$$

$$+\frac{\mathrm{St}^{2}f_{\omega l}}{3\overline{r}^{4}}\left\{\frac{d}{d\overline{r}}\left(\overline{r}^{4}(\overline{S}_{p\ ll}+g_{\sigma}\overline{\Sigma}_{ll})\frac{d\overline{\Omega}_{nn}}{d\overline{r}}\right)-2\frac{d}{d\overline{r}}\left[\overline{r}^{3}\left(\overline{S}_{p\ nn}+g_{\sigma}\overline{\Sigma}_{nn}+g_{\omega}\overline{\Omega}_{nn}\right)\overline{\Omega}_{nn}\right]\right\}+$$

$$+2\left(f_{\sigma}\overline{\Sigma}_{nn}+f_{\omega}\overline{\Omega}_{nn}-\overline{S}_{p\ nn}\right)=0.\qquad(3)$$

Где $\overline{\Sigma}_{ll}, \overline{\Sigma}_{nn}, \overline{\Omega}_{nn}$ - эйлеровы двухточечные тензоры скоростей деформации и вращения сплошной среды, $\overline{S}_{pll}, \overline{S}_{pnn}$ - компоненты структурной функции скорости частиц, а коэффициенты вовлечения, входящие в уравнения (1)–(3), имеют вид:

$$\begin{split} f_{\varsigma} &= \frac{2\Omega_{\varsigma} + z^2}{2\Omega_{\varsigma} + 2\Omega_{\varsigma}^2 + z^2} ,\\ g_{\varsigma} &= \frac{2\Omega_{\varsigma} + z^2 - \Omega_{\varsigma} z^2}{\Omega_{\varsigma} \left(2\Omega_{\varsigma} + 2\Omega_{\varsigma}^2 + z^2\right)} ,\\ f_{\varsigma^1} &= \frac{\left(2\Omega_{\varsigma} + z^2\right)^2 - 2\Omega_{\varsigma}^2 z^2}{\left(2\Omega_{\varsigma} + 2\Omega_{\varsigma}^2 + z^2\right)^2} , \end{split}$$
(4)

где $\Omega_{\varsigma} \equiv \tau_p / T_{\varsigma}$ – параметр инерционности частиц, $\zeta = \sigma$ или ω , $z = \tau_T / T_L$.

Предполагаем, что граничные условия для уравнений (1)-(3) задаются в виде ([3], [6], [7]):

$$\frac{d\overline{S}_{p\,ll}}{d\overline{r}} = \frac{d\overline{S}_{p\,nn}}{d\overline{r}} = 0 \quad \text{при} \quad \overline{r} = \overline{d} \quad , \tag{5}$$

$$\frac{d\overline{S}_{p\,II}}{d\overline{r}} = \frac{d\overline{S}_{p\,nn}}{d\overline{r}} = 0, \ \Gamma = 1 \operatorname{пр} \mu \ \overline{r} \to \infty,$$
(6)

где $\overline{d} \equiv d_p / \eta$ – безразмерный диаметр частиц.

В данной работе влияние силы гравитации сводится к учету эффекта пересечения траекторий на двухточечные интегральные и дифференциальные временные масштабы, входящие в коэффициенты вовлечения (4), путем замены T_{ς} и τ_{ς} на T_{ζ}^{p} и τ_{ξ}^{p} .

В квазиизотропном приближении интегральные двухточечные временные масштабы тензоров деформации и вращения пульсаций скоростей жидкости, видимые парой частиц, представляются в виде:

$$\overline{T}_{\varsigma}^{p} = \overline{T}_{Lr}^{p} \left[1 - \exp\left(-\left(\frac{A_{2}}{A_{\varsigma}}\right)^{3/2} \overline{r} \right) \right]^{-2/3} * \left(\frac{\overline{r}^{4}}{\overline{r}^{4} + (\overline{T}_{L} / A_{2})^{6}} \right)^{1/6},$$
(7)

Где $\zeta = \sigma$ или ω . $A_2 = 0.3$, $A_{\sigma} = 2.3$, $A_{\omega} = 7.2$ [1].

$$\overline{T}_{Lr}^{p} = \frac{\overline{T}_{Lr\,II}^{p} + 2\overline{T}_{Lr\,nn}^{p}}{3} = \frac{\overline{T}_{Lr}}{3} \left[\frac{1}{\left(1 + \beta_{r}^{2} \gamma^{2}\right)^{1/2}} + \frac{2}{\left(1 + 4\beta_{r}^{2} \gamma^{2}\right)^{1/2}} \right]$$
(8)

Где
$$\gamma = \frac{\tau_p g}{u'}$$
 - параметр дрейфа, $\overline{T}_{Lr} = 2(\operatorname{Re}_{\lambda} + 32)/(7 \cdot 15^{1/2})$, $\operatorname{Re}_{\lambda} = \left(\frac{15{u'}^4}{\varepsilon v_f}\right)^{1/2}$ - число Рейнольдса (по

Тэйлоровскому микромасштабу). Значение параметра турбулентности $\beta_r = \frac{T_{Lr}u'}{L_r} = \frac{\text{Re}_{\lambda}^{1/2}T_{Lr}}{15^{1/4}\overline{L}_r}$, где

$$\bar{L}_{r} = \int_{0}^{\bar{r}} F(\bar{r}) d\bar{r} = \int_{0}^{\bar{r}} \left[1 - \frac{S_{ll}(\bar{r})}{2u'^{2}} \right] d\bar{r} = \int_{0}^{\bar{r}} \left\{ 1 - \left[1 - \exp\left(-\frac{\bar{r}}{(15C)^{3/4}}\right) \right]^{4/3} \left(\frac{15^{3}\bar{r}^{4}}{15^{3}\bar{r}^{4} + (2\operatorname{Re}_{\lambda}/C)} \right)^{1/6} \right\} d\bar{r} .$$
(9)

В соответствии с [8] параметр турбулентности $\beta_r = \sqrt{0,45}$. По данным прямых численных расчетов (DNS), представленных в работе [9], параметр турбулентности $\beta_r \approx 0,78$. В данной работе моделирования проведено при $\beta_r = \sqrt{0,45}$ и $\beta_r \approx 0,78$.

Таким образом, модель, описывающая динамику монодисперсных аэрозольных частиц в однородном турбулентном потоке при наличии силы гравитации, представлена в виде уравнений (1)-(3) и граничных условий (5)-(6).

3. Сравнение расчетных результатов с DNS

Было выполнено сравнение расчетных результатов по модели (1)-(3) с результатами прямого численного моделирования (DNS), представленных в работе [5]. Моделирование было выполнено при начальных условиях, описанных в [5]. Сравнение расчетных результатов и DNS [5] представлено на Рисунке 1.

Согласно Рисунку 1, при наличии силы гравитации модель (1)–(3) предсказывает значение радиальной функции распределения (РФР) частиц больше 1 на всем изученном интервале безразмерного радиуса частиц ($\bar{a} = r/r$ _kolmogorov). Предложенная в данной работе модель качественно верно предсказывает динамику изменения (РФР), но количественно завышает значения по сравнению с данными прямого численного моделирования (DNS) [5]. При этом количественное завышение больше при параметре турбулентности $\beta_r \approx 0.78$, по сравнению со значением $\beta_r = \sqrt{0.45}$, при увеличении безразмерного радиуса частиц.



Рис. 1. Зависимость РФР от расстояния между частицами при $\text{Re}_{\lambda} = 54.3$ и различных параметрах турбулентности при наличии силы гравитации: 1 – расчетные результаты при параметре турбулентности $\beta_r = 0,78$; 2 – расчетные результаты при параметре турбулентности $\beta_r = \sqrt{0,45}$; 3 – DNS Onishi et al. (2009) [5]

4. Заключение

В данной работе представлена модель, позволяющая описывать поведение аэрозольных монодисперсных частиц в однородном турбулентном потоке при учете влияния силы гравитации. В частности, данная модель позволяет описывать процесс кластеризации частиц. Тестирование модели было проведено путем сравнения расчетных результатов с результатами прямого численного моделирования (DNS) [5].

Полученные численные результаты по представленной модели показывают, что модель качественно верно описывает поведение РФР при изменении безразмерного радиуса частиц при учете силы гравитации, но количественно модель предсказывает завышенные результаты. Поэтому необходимо дальнейшее уточнение представленной модели.

- 1. Зайчик Л. И., Алипченков В. М. Статистические модели движения частиц в турбулентной жидкости. М.: ФИЗМАТЛИТ, 2007.
- Reade, W. C., & Collins, L. R. (2000). Effect of preferential concentration on turbulent collision rates. *Phys. Fluids* 12, 2530–2540.
- 3. Zaichik, L. I., & Alipchenkov, V. M. (2003). Pair dispersion and preferential concentration of particles in isotropic turbulence. *Phys. Fluids* 15, 1776–1787.
- 4. Ayala, O., Rosa, B., & Wang, L.-P. (2008). Effects of turbulence on the geometric collision rate of sedimenting droplets. Part 2. Theory and Parameterization. *New J. Phys.* 10, 075016.
- 5. Onishi, Ryo, Takahashi, Keiko, Komori, Satoru (2009). Influence of Gravity on Collisions of Monodispersed Droplets in Homogeneous Isotropic Turbulence. *Physics of Fluids*. 21. 125108.
- Zaichik, L. I., & Alipchenkov, V. M. (2007). Refinement of the probability density function model for preferential concentration of aerosol particles in isotropic turbulence. *Phys. Fluids* 19, 113308.
- 7. Zaichik, L. I., & Alipchenkov, V. M. (2009). Statistical models for predicting pair dispersion and particle clustering in isotropic turbulence and their applications. *New J. Phys.* 11, 103018.
- 8. Deutsch E., Simonin O. (1991). Large Eddy Simulation Applied to the Modelling of Particulate Transport Coefficients in Turbulent Two-Phase Flows. Eighth Symposium on Turbulent Shear Flows. Technical University of Munich. September 9-11, 1991.
- Yeung P.K., Pope S.B., Kurth E.A., Lamorgese A.G. (2007). Lagrangian conditional statistics, acceleration and local relative motion in numerically simulated isotropic turbulence. J. Fluid. Mech. Vol. 582. pp. 399-422

Реализация LN метода в расчетном коде на базе Sn приближения в НЕХ геометрии

Березнев В.П., аспирант 3 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.т.н., зав. лаб. ИБРАЭ РАН Селезнев Е.Ф.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

1. Введение

Данная работа является продолжением разработки кода анализа нейтронно-физических процессов для прецизионных детерминистических расчетов РУ БН на базе Sn приближения. На предыдущих этапах были созданы расчетные модули по решению однородной и неоднородной задачи переноса нейтронов для различных типов геометрий (ХҮ, ХҮΖ, НЕХ, НЕХ-Ζ). В этих модулях использована «алмазная» разностная схема, которая проста в реализации и имеет второй порядок точности. Однако эта схема не обладает свойством монотонности (т.е. может приводить к появлению локальных минимумов и максимумов нефизической природы в решении задачи).

В подтверждение того можно привести результаты расчета основных нейтронно-физических параметров стартовой загрузки активной зоны БН800 с использованием диффузионного приближения, Sn приближения и метода Монте-Карло. Несмотря на малое различие (менее 0.5%) в расчете интегральных характеристик (Кэфф, эффективности стержней СУЗ), локальные значения распределения поля нейтронов указывают, как видно из рисунка 1, на недостатки «алмазной» схемы, реализованной в Sn коде.



Рис. 1. Распределение поля нейтронов в центральном слое

Таким образом, цель данной работы – реализация линейного нодального LN метода [1], который лишен недостатков «алмазной» схемы.

2. Реализация LN метода в НЕХ геометрии

Запишем уравнение переноса [3] в двумерной геометрии, соответствующее одной энергетической группе g:

$$\mu \frac{\partial \Psi^{g}}{\partial x} + \eta \frac{\partial \Psi^{g}}{\partial y} + \Sigma^{g}_{T}(x, y) \cdot \Psi^{g}(x, y, \vec{\Omega}) = R^{g}(x, y, \vec{\Omega}), \ g = 1, 2, ..., NG$$
(1)

относительно потока частиц $\Psi^{g}(x, y, \vec{\Omega})$ с направлением $\vec{\Omega} = (\mu, \eta, \xi)$. В правой части уравнения задана функция источника $R^{g}(x, y, \vec{\Omega})$.

Предполагается, что внутри каждой ячейки заданы моменты источника $R_{i,j}$, $R_{i,j}^x$, $R_{i,j}^y$, который может быть представлен в линейном виде [2]:

$$R(x, y) = R_{i,j} + \frac{2}{\Delta x} (x - x_i) R_{i,j}^x + \frac{2}{L} (y - y_j) R_{i,j}^y.$$
 (2)

Решение уравнения переноса внутри ячейки можно представить в виде линейного приближения [2] через моменты углового потока $\Psi_{i,j}$, $\Psi_{i,j}^x$ и $\Psi_{i,j}^y$:

$$\Psi(x, y) = \Psi_{i,j} + \frac{2}{\Delta x} (x - x_i) \Psi_{i,j}^x + \frac{2}{L} (y - y_j) \Psi_{i,j}^y.$$
(3)

Запишем систему из девяти линейных уравнений LN метода в двумерной НЕХ геометрии:

$$\begin{split} & \frac{1}{3}A_{x}(\overset{1}{\Psi}+\overset{5}{\Psi}+2\overset{6}{\Psi}-\overset{2}{\Psi}-\overset{4}{\Psi}-2\overset{3}{\Psi})+\frac{1}{3}A_{y}(\overset{1}{\Psi}+\overset{2}{\Psi}-\overset{5}{\Psi})+\Sigma_{T}\Psi_{i,j}=R_{i,j}, \\ & \frac{3}{5}A_{x}\bigg[4(\overset{1}{\Psi}+\overset{2}{\Psi}+\overset{4}{\Psi}+\overset{5}{\Psi}+\overset{3}{\Psi}+\overset{6}{\Psi})-3(\overset{1}{\Psi}\overset{y}+\overset{2}{\Psi}\overset{y}+\overset{4}{\Psi}\overset{y}+\overset{5}{\Psi})-12\Psi_{i,j}\bigg]+ \\ & \frac{3}{5}A_{y}\bigg[4(\overset{1}{\Psi}+\overset{4}{\Psi}-\overset{2}{\Psi}-\overset{5}{\Psi})-3(\overset{1}{\Psi}\overset{y}+\overset{4}{\Psi}\overset{y}-\overset{2}{\Psi}\overset{y}-\overset{5}{\Psi})\bigg]+\Sigma_{T}\Psi_{i,j}=R_{i,j}^{x}, \\ & \frac{3}{5}A_{x}(\overset{1}{\Psi}\overset{y}+\overset{4}{\Psi}\overset{y}+\overset{6}{\Psi}\overset{y}-\overset{2}{\Psi}\overset{y}-\overset{5}{\Psi})^{y}-\overset{3}{\Psi}\overset{y})+\frac{3}{5}A_{y}(\overset{1}{\Psi}\overset{y}+\overset{4}{\Psi}\overset{y}+\overset{2}{\Psi})^{y}+\overset{5}{\Psi}, -4\Psi_{i,j})+\Sigma_{T}\Psi_{i,j}^{y}=R_{i,j}^{y}, \\ & \overset{6}{\Psi}=\overset{3}{\Psi}e^{-f_{i}}+P0(f_{x})[f_{x}\Psi_{i,j}+\frac{1}{3}(\overset{1}{\Psi}+\overset{5}{\Psi}+2\overset{6}{\Psi}-\overset{2}{\Psi}-\overset{4}{\Psi}-2\overset{3}{\Psi})]+[2Pl(f_{x})-P0(f_{x})]\cdot \\ & \cdot\bigg\{f_{x}\Psi_{i,j}^{x}+\frac{3}{5}\bigg[4(\overset{1}{\Psi}+\overset{4}{\Psi}+\overset{4}{\Psi}+\overset{5}{\Psi}+\overset{3}{\Psi}+\overset{6}{\Psi})-3(\overset{1}{\Psi}\overset{y}+\overset{4}{\Psi})^{y}+\overset{4}{\Psi}\overset{y}+\overset{5}{\Psi})-12\Psi_{i,j}\bigg]\bigg\}, \\ & \overset{1}{\Psi}=\overset{4}{\Psi}e^{-f_{x}}+P0(f_{x}')[f_{x}\Psi_{i,j}+\frac{1}{3}(\overset{2}{\Psi}+\overset{6}{\Psi}+2\overset{1}{\Psi}-\overset{3}{\Psi}-\overset{5}{\Psi}-2\overset{4}{\Psi})]+[2Pl(f_{x}')-P0(f_{x}')]\cdot \\ & \cdot\bigg\{f_{x}'\frac{1}{2}(\Psi_{i,j}^{x}+3\Psi_{i,j}^{y})+\frac{3}{5}\bigg[4(\overset{1}{\Psi}+\overset{2}{\Psi}+\overset{4}{\Psi}+\overset{5}{\Psi})+\overset{3}{\Psi}+\overset{6}{\Psi}-3(\overset{2}{\Psi}+\overset{5}{\Psi})+\frac{3}{4}(\overset{6}{\Psi}\overset{y}-\overset{3}{\Psi})-12\Psi_{i,j}\bigg]\bigg\}, \\ & \overset{2}{\Psi}=\overset{5}{\Psi}e^{-f_{x}}+P0(f_{x}')[f_{x}'\Psi_{i,j}+\frac{1}{3}(\overset{3}{\Psi}+\overset{4}{\Psi}+2\overset{2}{\Psi}-\overset{4}{\Psi}-\overset{6}{\Psi}-2\overset{5}{\Psi})]+[2Pl(f_{x}')-P0(f_{x}')]\cdot \\ & \bigg\{f_{x}'\frac{1}{2}(-\Psi_{i,j}^{x}+3\Psi_{i,j}^{y})+\frac{3}{5}\bigg[4(\overset{1}{\Psi}+\overset{2}{\Psi}+\overset{4}{\Psi}+\overset{5}{\Psi})+\overset{3}{\Psi}+\overset{6}{\Psi}-3(\overset{1}{\Psi}\overset{4}{\Psi})+\overset{4}{\Psi})+3\overset{4}{4}(\overset{3}{\Psi}\overset{9}-\overset{6}{\Psi})-12\Psi_{i,j}\bigg]\bigg\}, \\ & \overset{6}{\Psi}\overset{9}{\Psi}\overset{9}{\Psi}\overset{9}{\Psi}e^{-f_{x}}+\overset{4}{\Psi}P}P0(f_{x})[f_{x}'\Psi_{i,j}+\overset{4}{\Psi}+\overset{6}{\Psi})+\overset{6}{\Psi}-3\overset{6}{\Psi})-\overset{6}{\Psi})-\overset{7}{\Psi}\overset{9}{\Psi})] = \bigg[2Pl(f_{x}')-\overset{6}{\Psi}\overset{9}{\Psi})-12\Psi_{i,j}\bigg]\bigg\}, \\ & \overset{6}{\Psi}\overset{9}{\Psi}\overset{$$
$$\begin{aligned} &+\frac{1}{15}P0(f_x') \left[\overset{2}{\Psi}{}^{y} + \overset{5}{\Psi}{}^{y} + 4(\overset{4}{\Psi}{}^{y} + \overset{1}{\Psi}{}^{y}) + 1/4(\overset{6}{\Psi}{}^{y} - \overset{3}{\Psi}{}^{y}) - \overset{3}{\Psi}{}^{-\frac{6}{\Psi}}{}^{-\frac{4}{\Psi}}{}^{-\frac{4}{\Psi}}{}^{+\frac{1}{\Psi}}) \right], \\ & \overset{2}{\Psi}{}^{y} = \overset{2}{\Psi}{}^{+} (\overset{5}{\Psi}{}^{-\frac{5}{\Psi}{}^{y}}) e^{-f_x''} + \frac{1}{18}P0(f_x'')f_x''(\Psi_{i,j}^x + \Psi_{i,j}^y) + \\ & +\frac{1}{15}P0(f_x'') \left[\overset{4}{\Psi}{}^{y} + \overset{1}{\Psi}{}^{y} + 1/4(\overset{3}{\Psi}{}^{y} - \overset{6}{\Psi}{}^{y}) - \overset{3}{\Psi}{}^{-\frac{6}{\Psi}}{}^{+\frac{2}{\Psi}}{}^{-\frac{2}{\Psi}}{}^{-\frac{2}{\Psi}}{}^{+\frac{1}{\Psi}}$$

3. Сравнительный расчет тестовой задачи

Для проверки и тестирования программы в двумерной НЕХ геометрии взята двухгрупповая задача [1], модель которой представлена на рисунке 2. Расчеты выполнены LN методом и алмазной схемой с нулевой коррекцией (DD0). Отличие в значениях $K_{e\!f\!f}$ при различных порядках Sn приближения не превосходит 0.5%, как видно из таблицы 1. Однако при расчете поля нейтронов проявляется свойство немонотонности алмазной схемы, что изображено на рисунке 3.



Рис. 2. Модель тестовой задачи

		I I I I I I I I I I I I I I I I I I I
Порядок Sn метода	LN	DD
S2	1.4094307	1.40184
S_4	1.4072434	1.40859
S_8	1.4024264	1.40680

Габ	лица 1	1.3	вначения	эфс	рективного	коэф	фициента	размножения
-----	--------	-----	----------	-----	------------	------	----------	-------------



Рис. 3. Интегральный поток нейтронов в 1ой энергетической группе

4. Заключение

В результате работы был реализован LN метод для нейтронно-физического кода на базе Sn приближения в гексагональной геометрии. Этот метод лишен недостатков «алмазной» схемы, что достигается за счет использования дополнительных балансных уравнений относительно моментов потока по переменным x, y и z.

- 1. А.В. Воронков, Е.П. Сычугова. Разработка кода анализа нейтронно-физических процессов для прецизионных детерминистических нейтронно-физических расчетов РУ БР на базе кинетического приближения. Отчет ИПМ РАН, Инв. № 6-7-2012.
- 2. R.L. Childs, W.A. Rhoades. Theoretical Basis of the Linear Nodal and Linear Characteristic Methods in the TORT Computer Code. *ORNL/tm-12246, Oak Ridge National Laboratory, (January 1993)*.
- 3. Белл Д., Глесстон С. «Теория ядерных реакторов», Москва, Атомиздат, 1974 г.

Разработка программно-технического комплекса ОБОЯН

Блохин П.А., аспирант 3 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: зав. лабораторией № 11, к.т.н. Крючков Д.В.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

1. Введение

На данных момент в России существует более двух тысяч объектов ядерного наследия (ОЯН). Вопросы, связанные с обеспечением безопасности ОЯН относятся к приоритетным направлениям деятельности Госкорпорации «Росатом» в области ядерной и радиационной безопасности [1], [2].

Применение современных методов анализа ядерной, радиационной и экологической безопасности ОЯН осложненно недостаточностью или отсутствием актуальной информации об объекте исследования, текущем состоянии барьеров безопасности, истории эксплуатации объекта, а также из-за отсутствия современных средств комплексного расчетного и инструментального исследования. Часть информации, необходимой для описания текущего состояния объекта, утеряна в связи с длительным периодом эксплуатации объекта. Сохранившаяся информация порой не соответствует действительности вследствие аварий и мероприятий по их устранению, плановых и неплановых модернизаций систем, оборудования и конструкций, приведших к существенной модификации объекта.

Отсутствие комплексного системного подхода к анализу ядерной и радиационной безопасности ОЯН приводит к необходимости решения большого числа локальных задач с привлечением специалистов разного профиля, а также организаций, занимающихся анализом профильных проблем, что усложняет возможность всестороннего описания вопроса.

В рамках ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» в ИБРАЭ РАН разрабатывается программно-технический комплекс ОБОЯН (Обоснование Безопасности Объектов Ядерного Наследия) предназначенный для решения описанных проблем.

2. Структура программно-технического комплекса ОБОЯН

Комплекс ОБОЯН содержит два основных взаимосвязанных компонента: программноинформационный комплекс ПРОН и комплекс технических средств КИРО-2015 (рис.1). В состав комплекса КИРО-2015 входят приборы, выполняющие измерения по следующим направлениям: радиационные характеристики объекта, конструкционные характеристики и оценка свойств вмещающей среды. Комплекс ПРОН включает в себя следующие системы: информационного и сервисного обеспечения, систему моделирования, а также подсистемы хранения и преобразования данных.

Основой программно-расчетного комплекса ПРОН является система моделирования физических процессов, связанных с образованием и распространением ионизирующего излучения, а также с оценкой радиационной безопасности ОЯН. Система включает в себя следующие направления исследований: моделирование радиационных полей, миграции радионуклидов в ближней и дальней зоне, включая камерное и трехмерное моделирование, распространение загрязнений в водной и воздушной среде, а также оценка дозовых нагрузок на персонал при выполнении работ с источниками ионизирующего излучения и на население.

Особенностью комплекса ПРОН является то, что в информационной системе содержится как информация по объекту исследования, так и справочные данные, которые при необходимости можно использовать как исходные данные для моделирования при недостаточности данных по объекту. При проведении анализа безопасности ОЯН комплексом ОБОЯН применяется итерационный подход. Если результаты предварительного моделирования (при использовании справочных данных), получены с недостаточной точностью, то для уточнения исходных данных и снижения неопределенности в них, используется комплекс КИРО-2015. Результаты измерений техническими средствами, входящими в состав КИРО-2015, обрабатываются в системе сервисного обеспечения и представляются в формате модулей расчетного моделирования и анализа безопасности ПРОН. При необходимости можно провести дополнительное обследование объекта. Такой подход позволяет избежать излишней консервативности в расчетах и провести детальный анализ и научно обоснованное прогнозирование состояния безопасности ОЯН.



Рис 1. Структура программно-технического комплекса ОБОЯН

3. Расчетное моделирование программно-информационного комплекса ПРОН

В состав комплекса ПРОН входят расчетные модули, представленные в таблице 1.

Название модуля	Название программы	Функционал модуля		
Моделирование радиационных полей	TDMCC	Расчет переноса фотонов и нейтронов в трехмерной геометрии		
	Базовый модуль	Расчет миграции радионуклидов на основе моделей с сосредоточенными параметрами (камерная модель)		
Murpanuo	GeRa	Расчет миграции радионуклидов на основе моделей с распределенными параметрами (трехмерная модель)		
моделирование	Kassandra	Расчет миграции радионуклидов в поверхностных водоемах и водотоках и оценка дозовой нагрузки на население		
	Нострадамус	Расчет миграции радионуклидов в воздушной среде и оценка дозовой нагрузки на население		
Оценки радиационных рисков	МКРЗ	Прогноз рисков для здоровья и жизни человека при остром и пролонгированном дозовом воздействии		

Таблица 1. Расчетные средства комплекса ПРОН

В состав программно-информационного комплекса ПРОН входит система информационного обеспечения, которая разделена на два блока: справочный и объектовый. В справочном блоке, помимо информации по объектам ядерного наследия России и методическим данным, содержится информация по следующим направлениям: радиационные характеристики, миграционные параметры, составы материалов и параметры деградации инженерных барьеров безопасности, которая при необходимости используется при моделировании. В блоке объектовых данных содержатся данные по выбранному объекту и включают в себя информацию об источниках излучения (состав, активность и пр.), проектные данные (детализированные трехмерные модели, шаблонные САПР-модели, габаритные модели и др.), свойства вмещающей среды, а также общую информацию по объекту (место расположения, дата ввода в эксплуатацию и пр.). В разделе «Радиационные характеристики» предусмотрен интерфейс по заданию источников излучения в расчетные модули.

Для расчета переноса гамма-квантов и нейтронов, выбрана программа TDMCC [3] реализующая метод Монте-Карло. Преимуществом программ такого класса является возможность задания сложной трехмерной геометрии. Но процесс моделирования сложных систем (например, реактора типа ПУГР) является достаточно ресурсоемким. Для автоматизированного формирования геометрии, материалов и источников в модуле предусмотрен конвертор Con MK [4]. Для этих целей проектируется шаблонная трехмерная САПР-модель объекта со специальным комментарием, который описывает взаимодействие шаблонов, название материалов и расположение источников. Конвертор обрабатывает созданную модель (сохраненную в формате .vrml) и формирует файл в формате исходных данных программы TDMCC. В системе информационного обеспечения существуют базы данных по характеристикам радиационного распада и составам материалов, которые используются конвертором при формировании расчетной модели. Также в модуле расчета радиационных полей реализована возможность расчета сценариев работы вблизи источника радиационного излучения (подмодуль VDoza). Для этого во входном файле МК-программы задается расчетная сетка, а в интерфейсе комплекса ПРОН записывается сценарий работ (координаты перемещения, скорость, время остановки). Результатом расчета является доза, полученная при работе с источником. С помощью этого подмодуля можно разработать сценарий, при котором доза, получаемая персоналом при проведении работ с источником, будет минимальной.

В модуле расчета миграции для расчета ближней зоны или проведения экспресс-оценки безопасности объекта, применяется базовый модуль. Программой, выполняющий расчет является Amber [5], реализующей камерное моделирование миграции радионуклидов и рекомендованный МАГАТЭ. В программе Amber существует собственный интерфейс, но для реализации дополнительных возможностей (экспресс-оценка, задание шаблонов и т.д.) в комплексе ПРОН разработан оригинальный интерфейс, который позволяет задавать расчетную модель, используя данные из справочного (период полураспада и цепочки распадов радионуклидов, свойства вмещающей среды и пр.) и объектового блока системы информационного обеспечения.

Для более сложных систем, которых нельзя описать при помощи камерного моделирования и расчетов дальней зоны применяется программа GeRa, разрабатываемая в ИБРАЭ РАН. Для неё в системе информационного обеспечения предусмотрен специальный интерфейс, при помощи которого можно сформировать данные по вмещающей среде и характеристикам источников радиоактивного излучения.

Для расчета миграции радионуклидов в поверхностных водоемах и водотоках планируется в 2014 году интегрировать программу Kassandra, разрабатываемую в ИБРАЭ РАН. Одной из возможностей программы является расчет доз на население для различных сценариев потребления продуктов (мясо, рыба, молоко) и воды на зараженной территории.

Для оценки радиационных рисков персонала, при получении дозы в ходе работ с источником излучения используется программа, разработанная в соответствии с публикациями МКРЗ.

Планируется в 2014 году интегрировать в комплекс ПРОН программу Нострадамус, которая позволяет производить расчет миграции радионуклидов в воздушной среде, а также оценивать дозовые нагрузки на население.

Таким образом, в программно-информационном комплексе ПРОН собраны и интегрированы расчетные комплексы для проведения интегрального комплексного анализа и прогнозирования безопасности объектов ядерного наследия. Одним из текущих практических применений видится использования комплекса при обосновании безопасности пунктов хранения особых РАО, которое проводится в отрасли в этом году на всех предприятиях.

4. Развитие программно-информационного комплекса ПРОН

В 2014 году планируется полностью интегрировать в комплекс ПРОН программы расчета распространения радионуклидов в воздушной и водной среде. Провести верификацию модуля расчета радиационных полей и базового модуля на типовых моделях и бенчмарк экспериментах и выпустить соответствующие верификационные отчеты.

Для реализации более сложных сценариев работ с источником радиоактивного излучения в модуле расчета радиационных полей планируется разработать специальный интерфейс, позволяющий изменять геометрию разработанной шаблонной САПР-модели объекта. Реализовать сценарии разбора сложных систем (пунктов хранения РАО, промышленных реакторов и пр.) и рассчитать изменения радиационных полей при этих действиях. Также планируется добавить визуализацию трехмерных моделей и радиационных полей.

Модуль моделирования миграции дополнить неклассическими механизмами, позволяющими более детально исследовать процессы миграции радионуклидов.

Для оценки степени достоверности получаемых результатов планируется реализовать автоматический анализ чувствительности для расчетных модулей комплекса.

5. Заключение

Разрабатываемый программно-технический комплекс ОБОЯН объединяет современные программные (программно-информационный комплекс ПРОН) и технические средства (аппаратнотехнический комплекс КИРО-2015) анализа ядерной, радиационной и экологической безопасности. Совместное применение расчетных средств и измерительных приборов позволит существенно сократить неопределенности при анализе безопасности.

Комплекс ПРОН включает современные средства конвертации данных, формирование шаблонов, экспресс-моделей, что будет способствовать минимизации ошибок при задании входных данных для расчетов и позволит сократить время подготовки расчетной модели. Система информационного обеспечения содержит в себе не только всю имеющуюся информацию об объекте исследования, но и справочные данные (распадные характеристики радионуклидов, составы материалов, свойства вмещающей среды и т.д.), которые могут использоваться при проведении расчетов.

На данном этапе в программно-информационный комплекс ПРОН интегрированы расчетные средства по трем направлениям исследований: миграция радионуклидов (камерное и трехмерное моделирование), восстановление радиационных полей (TDMCC), оценка радиационных рисков (МКРЗ). В этом году планируется интеграция модулей расчета миграции радионуклидов в водоемах и воздушной среде.

Комплекс ОБОЯН успешно тестируется на предприятиях (ОАО «СХК» и т.д.) на различных объектах отрасли (экспериментальные объекты, пункты хранения РАО, промышленные реакторы).

После проведения верификации расчетных модулей и промышленной эксплуатации комплекса планируется полномасштабное применение его для анализа ядерной, радиационной и экологической безопасности ОЯН.

- 1. Проблемы ядерного наследия и пути их решения. Под общей редакцией Е.В. Евстратова, А.М. Агапова, О.В., Н.П. Лаверова, Л.А. Большова, И.И. Линге Москва: 2012. 356 с. Т.1.
- Проблемы ядерного наследия и пути их решения. Развитие системы обращения с радиоактивными отходами в России. – Под общей редакцией Большова Л.А., Крюкова О.В., Лаверова Н.П., Линге И.И. – Москва: 2013. 392 с. – Т.2.
- Житник А.К., Иванов Н.В., Маршалкин В.Е. и др. Программа TDMCC для расчетов пространственной динамики активных зон АЭС // Сб. тезисов докладов семинара «Современное состояние развития программных средств для анализа динамики и безопасности АЭС», 19-22 мая 2003г., РФЯЦ ВНИИЭФ, Саров, с.33-34.
- 4. Блохин П.А., Ванеев Ю.Е. Модули расчета радиационных полей в составе программноинформационного комплекса ПРОН. Препринт ИБРАЭ РАН № IBRAE-2013-03, 2013г., 39 стр.
- 5. AMBER 5.4 Reference Guide. February 2011. Quintessa Limited, UK. 185 p.

Результаты расчетно-экспериментальных исследований по адаптации CFD к описанию термостратифицированных течений

Богатырев Д.П., Будников А.В., Свешников Д.Н.

Научный руководитель: к.т.н Большухин М.А.

ОАО «Опытное Конструкторское Бюро Машиностроения имени И.И. Африкантова»

Тел. 8-(831)-275-25-71, эл.почта: budnikov@okbm.nnov.ru

Эффект температурной стратификации жидкости нередко обнаруживается в горизонтальных или слабонаклоненных трубопроводах оборудования атомных паропроизводящих установок, служит причиной их дополнительной тепловой нагруженности, тем самым влияя на их ресурс.

Характерной особенностью эффекта термостратификации теплоносителя является принципиально трехмерный характер течения и наличие вертикального градиента распределения температуры. Поэтому численное моделирование термостратифицированных течений возможно с помощью программ трехмерного теплогидравлического расчета (CFD). Для корректного использования CFD к описанию данного класса течений необходимо выполнить работы по их адаптации и верификации на основе представительных экспериментальных данных.

Задача подготовки таких данных решается в гидродинамической лаборатории ОАО "ОКБМ Африкантов". Для этого спроектирован и изготовлен стенд, представляющий собой сборку, состоящую из двух баков, соединенных, между собой при помощи шаровых фланцев, участком наклонной трубы, рисунок 1, 2.



Рис. 1. Экспериментальный стенд для исследования стратифицированных течений

По трассе наклонной трубы проводятся исследования эффекта термостратификации теплоносителя. Преимущества стенда заключаются в возможности изменения угла наклона трубы, регулирования и поддержания расхода теплоносителя в трубе в заданных значениях.



Рис. 2. Конструктивная схема экспериментальной трубы

Для измерения нестационарного поля температур используется тепловизионный метод, позволяющий проводить не вносящие возмущения в поток жидкости измерения температуры. Для измерений тепловизором одна из стенок экспериментальной трубы выполнена из нержавеющей стали. Данная методика измерений защищена патентом на полезную модель.

Рассматривается экспериментальный режим при угле наклона трубы 10° , температуре холодной воды 18 $^{\circ}C$, температуре горячей воды 82 $^{\circ}C$.

Численное моделирование эксперимента проводилось с использованием зонального RANS – LES подхода, который позволяет в областях, где не принципиально разрешение вихревой структуры потока (объемы баков) использовать RANS модель турбулентности, а где это важно (наклонная труба) – LES модель турбулентности.

Исходя из требований моделирования при помощи LES модели турбулентности, размер пристеночной ячейки жидкости в канале соответствует $y^+ \approx 1$, при этом общее количество элементов сеточной модели - 50 млн.

На рисунках 3, 4 для сравнения представлены, соответственно, мгновенные поля температуры по длине наклонной трубы и осредненные по времени профили температуры по выбранным трем сечениям.



Рис. 3. Тепловизионная и расчетная картина распределения температуры по длине наклонной трубы (произвольный момент времени)



Рис. 4. Расчетные и экспериментальные профили температур осредненные по времени в разных сечениях по длине наклонной трубы

По результатам данного эксперимента и проведенных верификационных расчетов можно сделать вывод о том, что в центре потока жидкости наблюдается неустойчивое вихревое движение. Наблюдаемое неустойчивое вихревое движение выражается на графиках профилей температур в форме «ступеньки» (рисунок 4).

На рисунке 5 изображен экспериментальный и расчетный энергетические спектры турбулентности (зависимость кинетической энергии турбулентности от волнового числа).



Рис. 5. Сравнение расчетных и экспериментальных энергетических спектров пульсаций температур в выбранной характерной точке потока

Для анализа поля скорости термостратифицированного потока в гидродинамической лаборатории ОАО "ОКБМ Африкантов" выполнено измерение мгновенных значений скоростей с использованием метода цифровой трассерной визуализации (PIV метода).

Для измерения методом PIV наклонная труба стенда заменена на оптически – прозрачную, выполненную из органического стекла. В результате проведенных экспериментов получены мгновенные поля скорости жидкости.

Сравнение результатов расчета с экспериментом проводится в двух точках потока на расстоянии 10мм от верхнего и нижнего края канала в центральном по длине трубы сечении. Данные представлены на рисунках 6, 7 и в таблице 1.



Рис. 6. Экспериментальное векторное поле скорости (произвольный момент времени)



Рис. 7. Изменение во времени поля скорости в характерных точках потока жидкости

Таблица	1 (Оспелненные во в	пемени экспе	пиментяльные и	пасчетные значения	я скорости
гаолица	1	осредненные во в	ремени экспе	римсптальные и	растстви знатени	лскорости

№ точки	Эксперимент	Расчет
1	$U_{cp} = -0,0967 \text{m/c}$	$U_{cp} = -0,1209 M/c$
2	$U_{cp} = 0,0963 \text{m/c}$	$U_{cp} = 0,0972 M/c$

Анализируя полученные данные можно сделать вывод о удовлетворительном совпадении расчетных и экспериментальных данных, как по среднему значению температуры, скорости, так и по амплитудночастотной характеристики.

Описанные расчетно-экспериментальные исследования являются частью работ, проводимых ОАО "ОКБМ Африкантов" по адаптации CFD программ к описанию неизотермических течений с целью отработки технологии расчетов оборудования реакторных установок.

Разработка геохимической модели сорбции ⁹⁰Sr водовмещающими породами при высоких концентрациях нитрата натрия

Болдырев К.А., Савельева-Трофимова Е.А., Капырин И.В. Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН тел.: (495) 955-22-31, эл. почта: kaboldyrev@gmail.com

1. Введение

На полигонах поземного захоронения РАО в песчаные проницаемые водонасыщенные пластыколлекторы удаляют различного типа жидкие радиоактивные отходы. Как правило, геохимические условия отличаются крайней пестротой, т.к. удаляемые отходы содержат разнообразные химические компоненты (соли, минеральные и органические кислоты, катионы металлов, щелочи), а также радионуклиды, различающиеся по химическим свойствам.

Разброс значений pH, концентраций компонентов диктует выделение основного параметра, с концентрацией которого будут связаны зависимости K_d. В качестве этого параметра была выбрана концентрация основного иона, вносящего вклад в минерализацию закачиваемых в пласты отходов – нитрат-иона.

При моделировании переноса радионуклидов в геологических средах зачастую является рациональным ограничиться моделями равновесной обратимой сорбции с линейной изотермой, описываемой коэффициентом межфазного распределения К_d. Обычно в этом случае наблюдается применение табличных значений K_d, что объясняется частой ограниченностью исходных данных по минералогическому составу пород, химическому составу подземных вод, константам происходящих в подземном пространстве реакций, а также внешней наглядностью применяемого подхода. На практике также часто происходит перенос измеренных лабораторно значений К_d на геохимическую модель рассматриваемого участка. Однако при этом в реальности геохимические условия могут отличаться от экспериментальных. Применение табличных и экспериментальных значений K_d без корректировки может приводить к чрезмерно консервативным прогнозам. В настоящее время накоплена широкая база знаний по термодинамическим параметрам широкого класса веществ в растворе, твердой фазе, параметрам сорбции на различных минеральных фазах, разработаны различные модели сорбции. Апробированы и применяются программные пакеты геохимического моделирования, позволяющие учитывать следующие основные химические процессы: изменение активности и концентрации веществ, комплексообразование и окислительно-восстановительные равновесия; процессы растворения и осаждения; ионный обмен и процессы сорбции на минеральных поверхностях. По этой причине является весьма актуальной разработка геохимических моделей замедления растворенных веществ, в которых изменение значений параметров распределения в зависимости от геохимических параметров обосновано при помощи методов геохимического моделирования.

2. Разработка геохимической модели

Анализ имеющихся данных по составу закачиваемых отходов и по наблюдениям позволяет сделать следующий вывод: сорбционные параметры вторгающегося в зону закачки техногенного раствора определяются содержанием натрия, причем фронт движения натрия в основном совпадает с фронтом движения несорбируемого компонента – нитрат-иона. При этом является допустимым считать, что сорбционные параметры техногенного раствора определяются содержанием нитрата натрия, т.к. содержание остальных реагентов, как правило, минорно относительно содержания нитрата натрия.

Сорбция стронция водовмещающими породами при закачке РАО нами рассматривалась в двух механизмах – по механизму ионного обмена [1] и по механизму образования комплексов на поверхности минеральных фаз. В качестве модели сорбции была выбрана модель Дзомбака и Мореля [2], которые создали базу данных на основе 2-рКа модели с диффузным двойным электрическим слоем. По их представлениям на поверхности есть «сильные» адсорбционные центры, количество которых мало, и «слабые» - все остальные.

После формулировки геохимической модели расчеты проводились в специализированном программном пакете **PhreeqC** 2.18, представленном на сайте Министерства Защиты Окружающей Среды США (US EPA). Он обладает возможностями моделирования химических равновесий в растворе и твердой фазе, расчета параметров ионного обмена и адсорбции на поверхностях минералов, а также решения транспортных и кинетических задач [3].

Ионный обмен в песчаных и глинистых фазах, а так же на сорбционных участках оксигидроксидов будет в модели описываться при помощи реакций, указанных в Таблице 1.

Tuotingu 101 cunigini nonnoro oowienu n copogini e y terowi ei	pondini, inprimi bie b stogetinpobulini
Реакция	logK
$\mathrm{Sr}^{+2} + 2\mathrm{X}^{-} = \mathrm{Sr}\mathrm{X}_{2}$	1,08
$X^{-} + CaNO_{3}^{+} = CaNO_{3}X$	0.00*
$X^{-} + SrNO_{3}^{+} = SrNO_{3}X$	3,1*
$Hfo_sOH + Sr^{+2} = Hfo_sOHSr^{+2}$	5,01
$Hfo_wOH + Sr^{+2} = Hfo_wOSr^{+} + H^{+}$	-6,58
$Hfo_wOH + Sr^{+2} + H_2O = Hfo_wOSrOH + 2H +$	-17,60
$Hfo_wOH + H^+ + NO_3^- = Hfo_wOH_2NO_3$	6,3**
$Hfo_sOH + H^+ + NO_3^- = Hfo_sOH_2NO_3$	6,3**
$Hfo_wOH + Na^+ = Hfo_wONa + H^+$	-9,1**
$Hfo_sOH + Na^+ = Hfo_sONa + H^+$	-9,1**
* – введение данных по сорбции для учета сорбции комплексны	их форм; *** - из работы [4].

Таблица 1. Реакции ионного обмена и сорбнии с учетом стронния, принятые в молелировании

Учет комплексообразования с нитрат-ионом стронция проведен введением реакций (которых не было в базах данных программного пакета **PhreeqC** 2.18) и подбором констант комплексообразования, указанных в таблице 2.

таолица 2. геакции комплексоооразования нитра	гаолица 2. геакции комплексоооразования нитрат-иона с ионами стронция					
Реакция	logK					
$\operatorname{SrNO_3^+} + \operatorname{NO_3^-} = \operatorname{Sr}(\operatorname{NO_3})_2$	0,79*					
$Sr(NO_3)_2 + NO_3^- = Sr(NO_3)_3^-$	0,5*					
* - из работ [5, 6].						

3. Верификация разработанной модели

В работе [7] авторами проведено экспериментальное изучение сорбции ⁹⁰Sr из растворов с различными концентрациями NaNO₃ на разнообразных грунтах, отобранных из района озера Карачай, ПО "Маяк". Были измерены коэффициенты распределения стронция между различными грунтами и водными растворами NaNO₃ различных концентраций (0, 20, 6, 2 г/дм³ в пересчете на NO₃⁻). Авторы указали на важный вклад сорбции одновалентной формы стронция – SrNO₃⁺. Проведем верификацию разработанной нами модели на основе этих данных.

Отношение вода/порода в эксперименте составляло 5/1. Нами смоделированы аналогичные условия – к раствору пресной воды с минерализацией 300 мг/дм³, находящемуся в равновесии с легким суглинком, прибавляется порциями нитрат натрия. ЕКО суглинка принята 20 мг-экв./100 г. Результаты расчетов приведены на Рисунке 1.



4. Прогноз зависимости K_d ⁹⁰Sr от нитрата натрия

Состав воды, равновесной навеске пробы водовмещающей породы, в модели приведен в Таблице 3. В ходе моделирования при добавлении нитрата натрия к модельной системе pH не изменяется. Количество ионообменных и сорбционных участков в модели следующее (на 100 г породы): - ионообменные участки типа X – $2,3 \times 10^{-3}$ моль; - сорбционные участки типа Hfo_w $2,88 \times 10^{-5}$ моль; - сорбционные участки типа Hfo_s $2,802 \times 10^{-7}$ моль.

Показатель	Значение
рН	8,16
Температура	8°C
Ca ⁺²	16,54 мг/дм ³
Mg ⁺²	4,8 мг/дм ³
Na^+	73,8 мг/дм ³
\mathbf{K}^{+}	10 мг/дм ³
ΣCO_3^{2-}	195,75 мг/дм ³
SO ₄ ²⁻	56,6 мг/дм ³
Cl	14 мг/дм ³

Таблица 3. Состав воды, равновесной пробе водовмещающей породы, в модели

5. Заключение

Анализ результатов моделирования позволяет сделать следующие выводы:

- минерализация техногенного раствора в критической степени влияет на распределение выбранного ряда радионуклидов;
- понижение значений К_d происходит в результате комплексного влияния следующих факторов конкуренции за сорбционные участки с натрием закачиваемых отходов, комплексообразованию ионов радионуклидов с компонентами закачиваемого раствора – карбонат-ионом, нитратом.

Разработанная модель может быть использована для расчета параметров сорбции радионуклидов в зоне закачки полигонов захоронения жидких радиоактивных отходов, а также для оценки параметров переноса стронция в донных отложениях, и может быть применена для круга задач, связанных с перераспределением стронция между подвижной и неподвижной фазами.

- 1. C.A.J. Appelo, D. Postma, «Geochemistry, groundwater and pollution» Rotterdam, A.A. Balkema, 649 c., 2004.
- D.A. Dzombak, F.M.M. Morel Surface complexation modeling--Hydrous ferric oxide: New York, John Wiley, 393 c., 1990.
- 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, Denver, Colorado, USA 1999.
- 4. C.E. Cowan, J.M. Zachara, C.T. Resch, "Cadmium adsorption on iron oxides in the presence of alkalineearth elements". Environmental Science & Technology. 5 (1991), 437 – 446.
- 5. Термодинамические константы веществ: Справ./ Под ред. Глушко и др. М.: ВИНИТИ. Т. 9. С. 574.
- 6. В.А. Федоров, А.М. Робов, И.И. Шмитько и др., "Взаимодействие ионов щелочноземельных металлов с нитрат-ионом водных растворах". Журнал неорганической химии. 10 (1974). № 7 1746 1750.
- Е.И. Орлова, М.В. Мироненко, А.Н. Дунаева, Л.М. Самсонова, Н.В. Кочергина, "Зависимость задержки стронция-90 песчано-глинистыми породами района оз. Карачай от концентрации нитрата натрия в техногенных растворах". Вопросы радиационной безопасности, 1 (2003) – С.27 – 34.

К вопросу об информированности населения РЗТ о последствиях аварии на ЧАЭС на примере Брянской области (контент-анализ областных СМИ)

Быркина Е.М., Першина Ю.А.

Научный руководитель: зав. лаб. Мелихова Е.М.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 544-51-56, эл. почта: bem@ibrae.ac.ru

Введение

Для оценки эффективности информационной деятельности в рамках принятой в 2011 году ФЦП "Преодоление последствий радиационных аварий на период до 2015 года" введен такой показатель, как уровень информированности населения по вопросам безопасного проживания на радиоактивно загрязнённых территориях (P3T). Показатель отражает, какая доля жителей P3T проживает на территориях, оборудованных системой электронных ресурсов для информирования населения по вопросам радиационной безопасности. Это - процент жителей, которые теоретически имеют возможность получить информацию, а не тех, кто ее реально получили. В ФЦП ставится задача с 2011 по 2015 год поднять уровень информированности населения с 60% до 80%.

Описанный в ФЦП формальный показатель информированности населения не отражает реальной ситуации. Необходим более адекватный способ оценки мнения/знаний общественности на РЗТ о радиационных последствиях аварии на ЧАЭС и влияния на это мнение информационно-разъяснительной работы в рамках ФЦП. В связи с тем, что проведение репрезентативного опроса населения – проект дорогостоящий, в настоящей работе в качестве такого метода использован контент-анализ публикаций областных СМИ. Для примера взята Брянская область, которая является самой радиационно загрязненной в России после аварии на ЧАЭС.

Методы и материалы

Метод контент-анализа уже был использован нами в рамках совместной работы с социологами из Ядерного научного центра SCK•CEN в Бельгии для исследования особенностей освещения аварии на АЭС «Фукусима» в центральной прессе [1].

Для настоящей работы были выбраны четыре издания в Брянской области (табл.1). Печатные издания (их было три) ориентированы на областную/районную проблематику, электронное издание (одно) больше транслирует сообщения центральных информационных агентств.

	Десница	Пламя труда	Н-Вести	БРЯНСК.RU
Вид	Газета	Газета	Газета	Интернет- газета
Тематика издания	Общественно- политическая	Общественно- политическая	Рекламно- информационная (2011 г - полностью рекламная)	Общественно- политическая
Тираж, экз.	26768	7806	6600	Неограничен
Объем	32-40 стр.	4-12 стр.	12-16 стр.	Неограничен
Периодичность	Еженедельная	2 раза в неделю	Еженедельная	Ежедневная
Охват	Брянская область	Дятьковский район (0,1< ¹³⁷ Cs <5 Ки/км ²)*	Новозыбковский район (15< ¹³⁷ Cs <40 Ки/км ²)*	Брянская область

Таблица 1. Выходные данные анализируемых изданий

Примечание:

*-по состоянию на 2006 г. [2]

Были просмотрены выпуски газет с 1 марта по 15 мая в 2006 и 2011 гг. (20 и 25 лет после аварии, соответственно). Статьи для анализа отбирались по ключевым словам: «Чернобыль», «радиация», «радиационный», «радиоактивный». Статьи, содержащие ключевые слова, но не касающиеся аварии на Чернобыльской АЭС или ее последствий, исключались.

Всего были отобраны 97 статей: 59 в 2006 г. и 38 в 2011 г.; 51 статья в печатных изданиях и 46 – в электронном. В выборке каждого года бумажные и электронные издания были представлены примерно равным количеством статей. Выборка оказалась сравнительно небольшой, а значит, результаты нельзя назвать статистически надежными, поэтому мы будем рассматривать только основные тенденции.

Результаты и обсуждения

Динамика освещения аварии на ЧАЭС

Спустя почти три десятилетия чернобыльская авария уже не является актуальной темой для постоянного освещения в прессе. Но можно было ожидать, что в областных изданиях интерес к теме будет повышенным ближе к годовщине аварии (особенно круглым датам), как это происходит в центральных СМИ. Действительно, областные издания проявляли повышенный интерес к аварии примерно за неделю до и неделю после годовщины (рис. 1). Отметим, что практически во всех отобранных статьях авария на ЧАЭС и связанные с ней вопросы были главной темой (а не просто упоминались).



Рис. 1. Распределение отобранных статей по неделям за 2006 и 2011 гг.

Темы, освещаемые в СМИ

Самые часто упоминаемые в статьях темы были разделены на две группы: радиационные (здоровье населения, загрязнение территорий и т.д.) и нерадиационные (чернобыльские льготы, памятные мероприятия к годовщине аварии и т.д.) (рис. 2 а, б).



Рис. 2. Количество упоминаний разных тем в статьях за 2006 г. (всего 59 статей в выборке) и 2011 г. (всего 38 статей в выборке). (а) – радиационных, (б) – нерадиационных

В 2006 г. самыми популярными темами были здоровье населения, памятные мероприятия к годовщине аварии и чернобыльские льготы. В 2011 г. чаще всего писали о памятных мероприятиях, здоровье ликвидаторов и льготах. Памятные мероприятия, закономерно являющиеся одной из часто освещаемых тем в канун годовщины аварии, придавали «траурную» эмоциональную окраску статьям. В 2006 году радиационные темы были главными темами повествования в 25% публикаций, а в 2011 г. – всего в 5%.

Медиа-посылы о радиационных последствиях аварии

В выборке мы выделили восемь самых распространенных медиа-посылов о радиационных последствиях аварии. Каждый медиа-посыл мы обозначили с помощью характерной (иногда чуть измененной) фразы из статей, отражающей и суть, и эмоциональную окраску посыла. По интонации семь посылов оказались негативными/резко негативными (например, «Чернобыль отнял тысячи жизней») и один – нейтральным («Сейчас все в норме/последствия ограничены») (рис. 3). К этому нейтральному посылу, по сути, относились все приведенные в статьях объективные данные о радиационных последствиях аварии (медицинские последствия, радиационная обстановка на загрязненных территориях и т.д.). Позитивных посылов обнаружено не было, хотя при активной информационной деятельности со стороны экспертного сообщества их возникновение, в принципе, было возможно. Известны примеры таких посылов: «продукция из юго-западных районов является экологически чистой» [3]; «в отношении здоровья большинства людей должны преобладать благоприятные перспективы» [4].

Количество посылов в 2011 году по сравнению с 2006 годом сократилось в 2 раза. Это, вероятнее всего, связано с общим снижением интереса к теме радиационных последствий. Доля нейтрального посыла в статьях немного увеличилась в 2011 году. Но негативные и резко негативные посылы попрежнему преобладают и их суть со временем не изменилась. Самые популярные посылы за каждый год напрямую связаны с самыми обсуждаемыми радиационными темами (здоровье населения в 2006 г. и здоровье ликвидаторов в 2011 г.).

Нейтральный посыл за единственным исключением транслировался только специалистами. В то же время об обреченных ликвидаторах, тысячах отнятых Чернобылем жизней говорили и политики всех уровней, и жители, и сами ликвидаторы.



Рис. 3. Количество посылов о радиационных последствиях аварии и их источники в 2006 и 2011 гг.

Специалисты как источники медиа-посылов

В 2006 г. от специалистов исходило 34% всех посылов, а в 2011 г. – всего 15%. Мы разделили специалистов на три подгруппы: ученые, врачи, представители регулирующих и надзорных организаций.

В 2006 году от всех подгрупп исходили противоречивые посылы (рис. 4). Поскольку не все специалисты, посылы которых транслировались в статьях, являются экспертами именно в области радиационной безопасности, они часто некорректно высказывались о последствиях аварии на ЧАЭС. В 2011 году мнение специалистов было представлено только цитатами из интервью Л.А. Большова и несколькими сообщениями о данных радиационного мониторинга от представителей надзорных организаций.



Рис. 4. Количество посылов разных групп специалистов о радиационном риске в 2006 и 2011 гг.

Информационная деятельность в рамках ФЦП

В анализируемой выборке не упоминались информационные мероприятия или электронные ресурсы, созданные в рамках ФЦП. Сама ФЦП упоминалась всего один раз. Вся информация от специалистов попадала в СМИ в связи с другими информационными поводами. В основном же в статьях упоминались абстрактные (без указания названия) федеральные или региональные программы, по которым выделяются средства для решения обозначенных в статье, преимущественно социально-экономических, проблем.

Выводы

- 1. Авария на ЧАЭС уже не является актуальной темой даже в Брянской области. Тем не менее, эта тема не сошла окончательно на нет, а ближе к годовщине аварии интенсивность ее освещения в областных СМИ повышается.
- Радиационные последствия аварии все реже становятся основной темой публикаций, но затрагиваются в большинстве статей. Чаще всего в СМИ освещаются памятные мероприятия к годовщине аварии, что придает всей информации трагическую эмоциональную окраску. Значительное место в обсуждении последствий аварии на ЧАЭС занимают социальноэкономические вопросы.
- 3. Хотя в 2011 году доля негативных посылов в прессе снизилась, они все еще преобладают, и их суть осталась прежней. Трагический образ страдальцев Брянщины остается неизменным.
- 4. О «миллионах жертв» говорят все авторитетные для общественности источники. Объективные данные об аварии транслируются лишь ограниченной группой специалистов. Этого слишком мало, чтобы противостоять сложившимся и продолжающим транслироваться стереотипам.
- 5. Информационная деятельность и электронные ресурсы в рамках ФЦП в Брянской области не нашли отражения ни в электронных, ни в печатных областных СМИ за исследованный период.

- 1. Мелихова Е.М., Быркина Е.М., Першина Ю.А. О некоторых механизмах социального усиления риска при освещении в СМИ аварии на АЭС Фукусима. // Медицинская радиология и радиационная безопасность, 2013, 58, №4, С. 5-16.
- Атлас современных и прогнозных аспектов последствий аварии на Чернобыльской АЭС на пострадавших территориях России и Беларуси (АСПА РОССИЯ–БЕЛАРУСЬ)/под ред. Ю.А. Израэля и И.М. Богдевича. - Москва-Минск: Фонд "Инфосфера" - НИА-Природа, 2009.
- 3. Радиация. Экономика. Жизнь. Новый взгляд на юго-запад Брянской области/под ред. Мелиховой Е.М. - Институт проблем безопасного развития атомной энергетики, Москва, 2001 г.
- Международные оценки последствий аварии на Чернобыльской АЭС: Отчёт Научного комитета по действию атомной радиации. //ООН — 2000 г. Специальное приложение к журналу «Медицинская радиология и радиационная безопасность», Москва, 2000 г.

О применении механизмов отнесения РАО к особым на примере объектов первичной регистрации РАО ФУГП «ГХК»

Ведерникова М.В., м.н.с. ИБРАЭ РАН Мезенцев И.А., м.н.с. ИБРАЭ РАН

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-29, эл. почта: vmv@ibrae.ac.ru

1. Введение

В настоящее время проводится первичная регистрация накопленных радиоактивных отходов и установление условий их размещения (далее – первичная регистрация), порядок проведения которой утвержден [1]. В соответствии со ст. 23 №190-ФЗ [2], комиссия по проведению первичной регистрации относит накопленные РАО к удаляемым РАО и особым РАО, пункты хранения РАО к пунктам временного хранения удаляемых РАО, пунктам долговременного хранения РАО, пунктам размещения особых РАО, пунктам консервации особых РАО, пунктам захоронения РАО, а также устанавливает объем и активность накопленных РАО.

Сотрудники ИБРАЭ РАН осуществляют научно-техническую и экспертную поддержку организациям отрасли и комиссиям по проведению первичной регистрации. В соответствии с утвержденным Госкорпорацией «Росатом» графиком проведения первичной регистрации в июне 2014 г. будет проведена первичная регистрации на ФГУП «ГХК». В рамках подготовки к проведению первичной регистрации на ФГУП «ГХК» специалистами предприятия совместно с экспертами ИБРАЭ РАН решаются следующие вопросы:

- обоснование отнесения РАО к особым РАО, т.е. удовлетворяющим критериям, утвержденным [3];
- отнесение к накопленным РАО отходов, не внесенных в систему СГУК РВ и РАО;
- отнесение к накопленным РАО ПУГРов;
- рассмотрение вопросов группировки отдельных пунктов хранения, в целях оптимизации работ по обоснованию отнесения РАО к особым;
- целесообразность снятия объекта с учета СГУК РВ и РАО, в случае, если по имеющимся зачастую неполным данным, отходы в пункте хранения по причине естественного распада радионуклидов перестали относиться к РАО, согласно [3];
- регистрация РАО, с учетом отсутствия данных по объему или активности.

Остановимся более подробно на некоторых из этих вопросов.

2. Промышленные уранграфитовые реакторы

На площадке ФГУП «ГХК» расположены три остановленных промышленных уранграфитовых реактора (ПУГР) – АД, АДЭ-1 и АДЭ-2. В рамках Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» начаты работы по выводу ПУГРов из эксплуатации по варианту захоронение на месте. Данный вариант вывода из эксплуатации получил всестороннюю поддержку со стороны Госкорпорации «Росатом».

При выборе способа вывода ПУГРов из эксплуатации основным аргументом в пользу варианта захоронения ПУГР ФГУП «ГХК» являлось их уникальное расположение в горных выработках. Горный массив образует природный барьер безопасности – естественный внешний контайнмент, который в совокупности с существующими и дополнительно создаваемыми защитными барьерами должен обеспечить выполнение современных требований по радиационной безопасности [4].

При разработке проекта вывода ПУГРов из эксплуатации специалистами ФГУП «ГХК» совместно с Госкорпорацией «Росатом» было принято решение о необходимости учета приреакторных хранилищ в качестве пунктов хранения ТРО. При проведении работ по выводу из эксплуатации будут созданы пункты консервации особых РАО, которые в дальнейшем будут переведены в пункты захоронения РАО.

На сегодняшний день материалы ПУГРов, а именно: графитовая кладка, реакторные конструкции и прочие конструкционные материалы не переведены в РАО и не зарегистрированы в Системе государственного учета радиоактивных веществ и радиоактивных отходов. Для проведения дальнейших работ по выводу ПУГРов из эксплуатации, ФГУП «ГХК» необходимо зарегистрировать перечисленные объекты как накопленные радиоактивные отходы, т.е. образовавшиеся до вступления в силу 190-ФЗ. Кроме этого, для проведения работ по консервации пунктов хранения особых РАО, специалистам ФГУП «ГХК» необходимо провести обоснования по отнесению РАО к особым РАО, в соответствии с [3].

ИБРАЭ РАН разработан подход для проведения обоснований отнесения РАО к особым РАО [5], завершены работы по формированию научно-технического пособия. Одновременно сотрудниками ИБРАЭ РАН ведутся работы по научно-технической поддержке ФГУП «ГХК» при подготовке обосновывающих материалов для отнесения радиоактивных отходов ПУГРов к особым радиоактивным отходам в рамках первичной регистрации.

3. Объединение объектов

На территории ФГУП «ГХК» по данным Системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов размещено 89 пункта хранения РАО, часть из них представлена однотипными могильниками, ёмкостями-хранилищами ЖРО, которые в рамках первичной регистрации планируется отнести к особым РАО. Проведение работ по обоснованию каждого пункта хранения к особым РАО является трудозатратой работой. Кроме этого, необходимо принимать во внимание тот факт, что для проведения работ по консервации ряда пунктов хранения планируется разрабатывать или уже разработаны общие проекты. Согласно [6] решение об отнесении объекта к пункту хранения радиоактивных отходов и определение его состава и границ принимается организацией, поэтому в рамках первичной регистрации ФГУП «ГХК» при экспертной поддержке ИБРАЭ РАН рассмотреть вопросы по группировки ряда пунктов хранения. Проводить группировку пунктов хранения РАО целесообразно по общим признакам:

- типовой проект (единообразие проекта);
- место размещение (условия миграции радионуклидов);
- радионуклидный и морфологический состав РАО;
- разработан общий проект консервации.

Группировка пунктов хранения позволит обоснованно распространить (более эффективно использовать) существующие оценки безопасности, расчёты миграции радионуклидов, сценариев обращения с РАО и т.д. на объекты группы, что в свою очередь позволит улучшить качество обосновывающих материалов.

4. Вопросы первичной регистрации пунктов хранения очень низкоактивных радиоактивных отходов

На территории площадки предприятия расположено несколько объектов (приповерхностных могильников) содержащих отходы, по уровню удельной активности относящихся к категории очень низкоактивных радиоактивных отходов [3]. Согласно [2] данные РАО могут быть захоронены на месте их нахождения, при соответствующем решении Правительства Российской Федерации. Для отнесения пунктов хранения ОНРАО к пунктам захоронения РАО в рамках первичной регистрации ФГУП «ГХК» представить комиссии разработанный отчет по обоснованию безопасности захоронения РАО в месте их нахождения. Данная работа не может быть выполнена специалистами ФГУП «ГХК» за такой который срок, поэтому при консультации со специалистами ИБРАЭ РАН, было принято решение об отнесении РАО, размещенных в данных пунктах хранения, к особым РАО. Что связано с тем, что в случае отсутствия отчета по обоснованию безопасности захоронения РАО к особым РАО, данные отходы будут отнесены к удаляемым РАО, что исключит в дальнейшем возможность перевода данных объектов в пункты захоронения РАО.

5. Загрязнённые территории

В ходе оказания экспертной поддержки ФГУП «ГХК» в отношении загрязненных территорий было выработано решение, о необходимости заполнения на данные объекты регистрационной формы №6 [7]. В рамках первичной регистрации на загрязненные территории не составляются акты первичной регистрации [1]. Данные территории не могут быть признаны объектами размещения особых или удаляемых РАО. Вопрос о необходимости реабилитации (удаление материалов загрязнённых территорий выходит за рамки первичной регистрации радиоактивных отходов.

6. Заключение

Всего на ФГУП «ГХК» в рамках первичной регистрации планируется рассмотреть 89 объектов. Треть из них может быть признана пунктами размещения или консервации особых РАО. Для каждого объекта будут подготовлены обосновывающие материалы с использованием разработанного в ИБРАЭ РАН подхода [5].

- 1. Постановление Правительства Российской Федерации от 25 июля 2012 г. № 767 «О проведении первичной регистрации радиоактивных отходов».
- 2. Федеральный закон от 11 июля 2011 г. №190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».
- 3. Постановление Правительства Российской Федерации от 19 ноября 2012 г. №1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов».
- 4. http://www.atomic-energy.ru/articles/2011/11/03/28244
- 5. Линге И.И., Савкин М.Н., И.Л. Абалкина, В.И. Дорогов, С.С. Уткин, М. В. Ведерникова, Л.А. Курындина, И. И. Крышев, В.В. Бочкарев, М.А. Непейпиво, А.Е. Щадилов, В.С. Репин, Ю.Г. Мокров, О.А. Кочетков, В.Г. Барчуков. Подходы к оценке и сопоставлению доз, рисков и затрат для целей обоснования отнесения РАО к особым РАО. Препринт №IBRAE-2013-06. М.: Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, 2013, 38 с.
- 6. Постановление Правительства РФ от 30 декабря 2012 г. N 1494 "Об утверждении Положения об отнесении объектов использования атомной энергии к отдельным категориям и определении состава и границ таких объектов"
- 7. Приказ Госкорпорации «Росатом» от 24.01.2013г. № 1/41-П «Об утверждении Порядка проведения первичной регистрации радиоактивных отходов и установления мест их размещения».

Верификация твэльного модуля БЕРКУТ интегрального кода ЕВКЛИД/V1 на данных экспериментов BORA-BORA и NIMPHE

Вепрев Д.П., Мосунова Н.А., Стрижов В.Ф.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 276-20-00 (доб. 452), эл. почта: veprev_d@mail.ru

1. Введение

Первая версия динамического интегрального универсального расчётного кода нового поколения для анализа и обоснования безопасности РУ БР с ЖМТ ЕВКЛИД/V1 разработана в ИБРАЭ РАН в 2012 г. Код ЕВКЛИД/V1 предназначен для комплексного численного моделирования динамики нейтроннофизических, термомеханических, физико-химических и теплогидравлических процессов, протекающих в РУ БР с ЖМТ, и позволяет моделировать поведение РУ в условиях нормальной эксплуатации (в стационарных и переходных режимах работы) и при проектных авариях.

В качестве твэльного модуля интегрального кода ЕВКЛИД/V1 используется код БЕРКУТ [1], предназначенный для моделирования процессов, протекающих в одиночном твэле РУ БР с нитридным, оксидным или МОХ-топливом и оболочками из сталей ЧС-68 х.д., ЭП-823 или ЭП-450 с газовым подслоем. Код БЕРКУТ позволяет решать задачи распространения тепла в твэле и механического деформирования твэла, а также рассчитывать данные по выходу ГПД под оболочку, накоплению деформаций радиационной и термической ползучести, растрескиванию топлива, описывающие состояние твэла во время эксплуатации и необходимые для моделирования процессов в аварийных режимах работы. В интегральный код ЕВКЛИД/V1 входит инженерная версия кода БЕРКУТ, в которой распухание топлива и количество вышедших под оболочку твэла ГПД рассчитываются на основе эмпирических зависимостей.

Целью настоящей работы являлось проведение верификационных расчетов твэльным модулем БЕРКУТ интегрального кода ЕВКЛИД/V1 на экспериментальных данных, полученных при испытаниях твэлов со смешанным нитридным топливом в быстрых натриевых реакторах.

2. Краткая характеристика кода БЕРКУТ

В коде БЕРКУТ [1] существующие модели теплопроводности, выхода ГПД под оболочку и термомеханического состояния твэла объединены под управлением специально разработанного модуля. Текущая версия кода включает следующие модули:

- 1. Модуль, организующий взаимодействие отдельных модулей и управляющий процессом расчёта, вводом/выводом данных, проверкой полученных результатов и обработкой ошибок.
- 2. Модуль теплопроводности в твэле.
- 3. Модуль расчёта выхода ГПД под оболочку.
- 4. Модуль термомеханического поведения топлива и оболочки.
- 5. Библиотека свойств материалов.

Используются следующие допущения и приближения:

- 1. Объектом расчёта является одиночный твэл.
- 2. Предполагается цилиндрическая симметрия рассматриваемых структур и приложенных нагрузок, температур и т.д.
- 3. Для описания геометрии твэла, начальной и изменённой, используется разбиение твэла на ячейки в осевом направлении.
- 4. Каждая ячейка в общем случае состоит из центрального отверстия, топливной таблетки, газового зазора и оболочки, которые разбиваются на цилиндрические слои.
- 5. Поведение твэла моделируется по длине активной части с введением верхнего и нижнего торцевых экранов, верхнего и нижнего компенсационных объёмов.
- Соседние осевые ячейки деформируются независимо друг от друга, взаимное влияние осевых ячеек осуществляется через общее газовое давление под оболочкой (1,5D-подход).
- 7. ГПД, вышедшие под оболочку из топливных таблеток, однородно перемешиваются и подчиняются закону идеального газа.

3. Моделирование эксперимента BORA-BORA по облучению смешанного нитридного топлива в натриевом реакторе БОР-60

ОАО «ГНЦ НИИАР» (Россия) и Комиссариатом по атомной энергии (Франция) совместно проведены реакторные испытания и послереакторные исследования экспериментальных твэлов со смешанным нитридным топливом [2-5]. Облучение четырёх экспериментальных твэлов со смешанным нитридным топливом проводилось в натриевом реакторе БОР-60 в составе ЭТВС, содержащей в общей сложности 19 твэлов. Размер ЭТВС под ключ составлял 38 мм, шаг твэлов – 7,95 мм. Содержание плутония в топливе варьировалось от 40% до 60%. Конструкция и геометрические параметры экспериментальных твэлов представлены в работах [3, 4].

Первый этап облучения длился 514 эфф. сут. После первого этапа облучения два твэла со смешанным нитридным топливом были отобраны для проведения послереакторных исследований, оставшиеся два твэла подвергнуты дальнейшему облучению в течение 386 эфф. сут. В таблице 1 представлены основные параметры облучения четырёх твэлов со смешанным нитридным топливом. Температура натрия на входе в канал ЭТВС принята равной 603 К.

Номер твэла	Топливо	Длительность облучения, эфф. сут.	Макс. выгорание, % т. ат.	Макс. линейная мощность, кВт/м	Макс. температура оболочки, °С	Поврежд. доза, сна
1	UPu _{0,45} N	514	5,4	41,9	588	23
2	UPu _{0,45} N	900	9,7	41,9	567	43
3	UPu _{0,6} N	514	7,0	54,5	587	23
4	UPu _{0,6} N	900	12,1	54,5	604	43

Таблица 1. Условия облучения твэлов со смешанным нитридным топливом в реакторе БОР-60

На рис. 1 приведены экспериментальные и расчётные значения выгорания топлива в различных по высоте твэла точках. Наблюдается хорошее согласие результатов. В центральной части топливного столба относительное отклонение расчётных и экспериментальных значений не превышает 5%. В нижних и верхних сечениях твэлов относительное отклонение достигает 20%, что, по-видимому, связано с неточным заданием профиля энерговыделения по высоте. Экспериментальные и расчётные значения объемного распухания нитридного топлива показаны на рис. 2. Расчётная скорость распухания топлива UPu_{0,45}N значительно выше экспериментальной, тогда как скорость распухания топлива UPu_{0,6}N – ниже. Это обусловлено характером используемой в коде БЕРКУТ корреляции, работающей в диапазоне выгораний 1-10% т. ат.



Полученные результаты по выходу ГПД из нитридного топлива приведены в таблице 2. Наблюдается качественное согласие экспериментальных и расчётных данных. Для твэлов с достигнутыми выгораниями выше 7% т. ат. расчётные значения превышают экспериментальные, для твэла с низким выгоранием расчетное значение выхода ГПД занижено.

Топливо Парление МПа		Макс. (ср.)	Выход ГПД	Выход ГПД, ×10 ⁻³ моль		Выход ГПД, %	
топливо	давление, МПа	выгорание, % т. ат.	Kr	Xe	Kr	Xe	
UPu _{0,45} N		5,5/5,4	0,060/	0,706/	9,7/	9,7/	
(этап 1)	—	(4,7/4,7)	0,125	1,468	26,15	22,4	
UPu _{0,45} N	0.01/0.66	9,6/9,4	0,231/	2,741/	22,5/	22,5/	
(этап 2)	0,91/0,00	(8,0/8,2)	0,152	2,168	18,3	19,1	
UPu _{0,6} N		7,3/7,0	0,134/	1,590/	16,6/	16,6/	
(этап 1)	—	(6,1/6,1)	0,058	0,705	9,3	8,3	
UPu _{0,6} N	1 22/0 00	12,7/12,1	0,420/	4,984/	30,7/	30,7/	
(этап 2)	1,22/0,99	(10,6/10,6)	0,196	2,855	18,4	19,4	

Таблица 2. Выход ГПД под оболочку в экспериментах BORA-BORA (Расчёт / Эксперимент)

4. Моделирование эксперимента NIMPHE по облучению смешанного нитридного топлива в натриевом реакторе ФЕНИКС

Во Франции проведены эксперименты NIMPHE-1 и NIMPHE-2 по испытаниям твэлов со смешанным нитридным топливом в быстром натриевом реакторе ФЕНИКС [6]. Характеристики экспериментальных твэлов и смешанного нитридного топлива, а также условия облучения приведены в таблицах 3 и 4. При моделировании экспериментов NIMPHE-1 и NIMPHE-2 температура натрия на входе в канал принята равной 673 К, максимальная повреждающая доза – 50 сна.

Характеристики твэла	NIMPHE-1(ni3)	NIMPHE-2(NI24)				
плотность таблетки, %	82,8	82,0				
диаметр таблетки, мм	5,448	7,122				
внутренний диаметр оболочки, мм	5,640	7,36				
внешний диаметр оболочки, мм	6,55	8,5				
доля Ри,%	20,07	20,8				
высота топливного столба, мм	841,0	849,5				

Таблица 3. Параметры твэлов с топливом UPu0,2N, облучённых в реакторе ФЕНИКС

Таблица 4. Условия облучения твэло	в с топливом UPu _{0,2} N в ј	реакторе ФЕНИКС
------------------------------------	---------------------------------------	-----------------

	NIMPHE-1	NIMPHE-2
Длительность облучения, эфф.сут	413	362
Макс. выгорание, % т. ат.	6,93	5,68
Макс. линейная мощность, кВт/м	42	73 (начало кампании)
		66 (через 260 эфф. сут.)
		55 (через 362 эфф. сут.)
Макс. температура оболочки, °С	607	700

На рис. 3 представлены результаты расчётов и измерений выгорания топлива. В обоих случаях наблюдается хорошее согласие результатов расчёта с экспериментом. В эксперименте NIMPHE-1 измеренное значение максимального выгорания составило 6,93% т. ат., расчётное значение – 6,77% т. ат., в эксперименте NIMPHE-2 измеренное значение максимального выгорания – 5,68% т. ат., расчётное – 5,58% т. ат. Относительное отклонение экспериментальных и расчётных данных по выгоранию топлива не превышает 5%.

Для твэла NI24 (NIMPHE-2) удовлетворительное согласие результатов расчёта с экспериментом наблюдается и по объёмному распуханию топлива (рис. 4). Для эксперимента NIMPHE-1 расчётные значения объёмного распухания занижены. Данный факт, по-видимому, связан с недостаточно точными исходными данными: в работе [6] приводятся противоречивые значения максимальной температуры оболочки и максимальной линейной мощности твэла ni3.

В таблице 5 приведены экспериментальные и расчётные значения газовыделения в экспериментах NIMPHE-1 и NIMPHE-2.



Экспериментальное значение по выходу ГПД в твэле NI24 (эксперимент NIMPHE-2) существенно ниже, чем в твэле ni3 (эксперимент NIMPHE-1). Это можно объяснить различным размером зерна в топливе твэлов NI24 и ni3, либо более сильным спеканием топлива в начале облучения в эксперименте NIMPHE-2 (из-за более высокой температуры топлива) и последующим закрытием открытой пористости. Данные факторы не учитывались при моделировании, поэтому расчётный результат NIMPHE-1 практически совпадает с NIMPHE-2, что расходится с экспериментальными измерениями.

ца 5. выход і пд	под оболочку в экспериментах тчп	мп пь (тасчет / Экспери
Эксперимент	Выход Xe и Kr, ×10 ⁻³ моль	Выход Хе и Кг, %
NIMPHE-1	2,135/5,141	15,8/38,2
NIMPHE-2	2,317/2,091	12,2/10,6

Таблица 5. Выход ГПД под оболочку в экспериментах NIMPHE (Расчёт / Эксперимент)

5. Заключение

Проведена верификация моделей расчёта твэлов с нитридным топливом, используемых в коде БЕРКУТ, на результатах серий экспериментов BORA-BORA и NIMPHE. Получено качественное согласие экспериментальных и расчётных данных. По некоторым параметрам, таким как выгорание, получено количественное согласие. Однако, следует отметить, что использование эмпирических корреляций для расчёта выхода ГПД и распухания топлива, не учитывающих, в частности, предварительную термообработку топлива, его микроструктуру и тип исходной пористости, а также ограниченное количество имеющихся экспериментальных данных, приводят к существенному количественному расхождению расчётов с результатами экспериментальных измерений.

- 1. Вещунов М.С., Болдырев А.В., Шестак В.Е., Чернов С.Ю. и др. Отчёт о НИОКР «Разработка инженерного твэльного кода для нитридного топлива с газовым подслоем для условий нормальной эксплуатации» // Инв. № 3538-1/5610-3-16. 2012 г. 167 с.
- 2. Zaboudko L., Kurina I., Mayorshin A. et al. Status of CEA-Minatom collaborative experiment BORA-BORA: fuels with high plutonium content. Proc. of Int. Conf. "Back-end of the fuel cycle: from research to solutions" GLOBAL-2001, Paris, Sept. 9-13, 2001, #292.
- Рогозкин Б.Д., Степеннова Н.М., Федоров Ю.Е. и др. Результаты испытаний смешанного мононитридного топлива (45%PuN+55%UN и 60%PuN+40%UN) в реакторе БОР-60 до выгорания ~12% т. ат. // Атомная энергия, Т. 110, вып. 6, 2011. – С. 332-346.
- 4. B.D. Rogozkin, N.M. Stepennova, Yu.Ye. Fedorov et al. Results of irradiation of (U0.55Pu0.45)N and (U0.4Pu0.6)N fuels in BOR-60 up to 12 at.% burn-up // J. Nucl. Mater. V. 440, 2013 P. 445-456.
- Отчет ОАО «ГНЦ НИИАР», ОАО «ВНИИНМ», ФГУП «ГНЦ РФ ФЭИ» о НИОКР «Исследование твэлов с уран-плутониевым нитридным топливом после облучения в реакторе БОР-60 до максимального выгорания 12,1% т. ат.», Димитровград 2009.
- 6. Fromont M., Lamontagne J., Asou M., Aubrun I. Behaviour of Uranium-Plutonium Mixed Nitride and Carbide Irradiated in Phenix. Proceedings of GLOBAL-2005, October 9-13, 2005, Tsukuba, Japan, #329.

Анализ чувствительности кода СОКРАТ-БН к неопределенности входных данных на примере верификации на внереакторных экспериментах

Виноградова Ю.Ю., Рыжов Н.И., аспиранты 1 года ИБРАЭ РАН Научный руководитель: д.ф.-м.н., проф., Семенов В.Н. тел: (495) 955-22-69, эл.почта: vinogradova@ibrae.ac.ru

1. Введение

Современный подход к обоснованию безопасности АЭС требует углубленного анализа аварийных режимов, включая тяжелые запроектные аварии. Для анализа аварий с вероятностью повреждения активной зоны используются интегральные расчетные коды. Интегральный код СОКРАТ-БН позволяет моделировать запроектные аварии реакторов с жидкометаллическим теплоносителем. Для того, чтобы убедиться в достоверности получаемых результатов, необходимо проверить заложенные математические модели на имеющихся экспериментальных данных. Такая процедура называется верификацией. Большинство экспериментов, используемых для верификации кода, по исследованию теплофизических свойств и характеристик двухфазного потока натрия были выполнены в 70-80х годах прошлого столетия. Большая часть информации о параметрах экспериментальной установки, измерительной системе, физико-химических параметрах натрия не приводится в открыто доступной литературе (журнальные статьи, сборники докладов). Ограниченность знаний об эксперименте затрудняет построение нодализационной схемы и выбор граничных условий для моделирования эксперимента с целью верификации. Поэтому для оценки погрешностей экспериментов был выполнен анализ имеющейся информации по измерительным приборам для всех экспериментов матрицы верификации кода СОКРАТ-БН и консервативно принято допущение: для тех экспериментов, где отсутствует информация по погрешностям измерений по какому-либо параметру, погрешности принимаются равными погрешностям для аналогичных измерений в подобных экспериментах. В рамках верификации кода СОКРАТ-БН осуществлялись расчеты не только при указанных граничных условиях, но и проводились расчеты с отклонением величин, определяющих граничные условия, в пределах принятых неопределенностей. В данной работе приведен анализ чувствительности кода к неопределенности входных данных при верификации на эксприментах ML-4 (Ispra, Италия) и NSK-7 (FZK, Германия).

2. Эксперимент ML-4 по кипению натрия в круглой трубе

Моделирование данного эксперимента направлено на верификацию явлений, связанных с гидродинамикой одно- и двухфазного потока натриевого теплоносителя в условиях простой геометрии (круглая труба). Данные условия характерны для теплообменников РУ БН (АТО, ПТО) в условиях аварий типа ULOF. Цель расчета - проверка модели, учитывающей потери давления на трение в канале в условиях кипения теплоносителя. Сравниваются расчетные и экспериментальные значения падения давления по длине экспериментального канала.

Эксперименты рекомендуются международной рабочей группой по быстрым реакторам при МАГАТЭ в качестве эталонного теста для проверки расчетных кодов, предназначенных для моделирования процесса кипения жидкого металла. Они были выполнены на установке ML-4 в исследовательском центре Ispra (Италия) [1]. В экспериментах проводились измерения перепада давления по длине экспериментального канала при различных значениях скорости натрия на входе в канал.

Схема экспериментальной установки представляет собой круглую трубу с электрическим нагревом на верхнем конце которой расположен расширительный бак. Жидкий натрий подается снизу. В экспериментах и расчетах проводились измерения перепада давления в обогреваемом канале при различных значениях скорости натрия на входе в канал. Подвод тепла осуществлялся посредством прямого электрического нагрева трубки на рабочем участке. Максимально возможный тепловой поток составлял 3 МВт/м². Для подачи натрия использовался электромагнитный насос, обеспечивающий максимальный расход 2,78*10⁻² м³/с и напор до 10 бар. В открытых источниках по данному эксперименту [1] известна только погрешность по измерению температуры, она составляет 15К. Так как значение температуры на входе указано в цифровом виде, то неопределенность по температуре на входе составляет 15К. Следуя принятому подходу считаем, что погрешность определения мощности нагрева составляет 1,5 % от мощности, указанной в цифровом виде в статье и равняется 20 кВт/м². Расход в статье указывается в виде графика, поэтому к погрешности расходомера, которая составляет 3%, прибавляется погрешность, внесенная оцифровкой графика. Итоговая неопределенность в расходе на входе берется от максимального расхода в эксперименте и равняется 10^{-5} м³/с. Давление в расширительном баке указано в статье в цифровом виде, согласно принятой методике, считается, что погрешность измерения давления составляет 7%. Таким образом, неопределенность по граничному давлению составляет 7 кПа.

Было проведено четыре численных эксперимента с различными значениями теплового потока, температуры и расхода теплоносителя на входе в обогреваемый канал. Все необходимые граничные условия представлены в таблице 1. В данной работе приводятся только результаты анализа чувствительности кода СОКРАТ-БН для первого теста.

Tuotingu IV V titobini öntenepiniteni töb				
№ теста	Объемный расход, 10 ⁻⁶ м ³ /с	Давление на выходе обогреваемой части канала, 10 ⁵ Па	Температура на входе, К	Удельный тепловой поток в теплоноситель в обогреваемом канале, MBт/м ²
1	35÷110	1,0	838	1,38
2	30÷110	1,0	843	1,27
3	25÷105	1,0	858	1,59
4	30÷105	1,0	855	1,75

Таблица 1. Условия экспериментов

3. Оценка влияния неопределенности входных данных на результаты расчетов эксперимента ML-4

Для оценки влияния неопределенности входных данных на результаты расчетов были проведены расчеты теста 1 данного эксперимента при варьировании каждого граничного условия. В каждом расчете все, кроме одного, граничные значения задавались равными номинальными значениям, одно значение изменялось в обе стороны. Графики результатов расчетов приведены на рисунке 1.

Проведенные расчеты показывают, что наибольшее влияние на результат расчета перепада давления оказывает неопределенность в расходе. Особенно существенно неопределенность в расходе влияет на перепад давления при двухфазном течении натрия. Изменение расхода натрия на входе в рабочий участок на $\pm 10^{-5}$ м³/с дает погрешность расчета перепада давления порядка $\pm 50\%$. Проведенные расчеты с неопределенностью по расходу полностью перекрывают наблюдаемые отклонения расчета и эксперимента. Изменение температуры теплоносителя на входе в рабочий участок на ± 15 К приводит к изменению перепада давления приблизительно на $\pm 10\%$. Неопределенность выходного давления и подводимой мощности слабо влияют на результат расчета перепада давления в канале.



Рис. 1. Результаты расчетов при варьировании входных данных

4. Эксперимент KNS-7 по кипению натрия в стержневой геометрии

В рамках верификации кода был смоделирован эксперимент по течению двухфазного теплоносителя в 7-стержневой электрически обогреваемой сборке в условиях снижения расхода теплоносителя (авария типа ULOF). Моделируемые в данном эксперименте явления, связанные с теплообменом и потерей давления в пучках стержней, характерны для максимальной проектной и запроектных аварий. Эксперимент был выполнен в лаборатории FZK на установке KNS-7 (Германия) [2]. В эксперименте были проведены следующие измерения: температура теплоносителя в различных точках по высоте тестового участка в условиях нестационарного теплообмена, граница паровой области при кипении теплоносителя, скорость теплоносителя и давление после начала снижения расхода.

Экспериментальная установка представляет собой натриевую циркуляционную петлю. Натрий в сборку подается снизу. Тестовая сборка состоит из 7 имитаторов твэл, дистанционирование которых осуществляется с помощью решеток. Выходя из сборки, горячий натрий поступает в верхнюю камеру смешения, где смешивается с холодным потоком из обходного, необогреваемого, канала.

В открытых источниках по данном эксперименту не приводятся значения погрешностей. Следуя принятой методике считаем, что погрешность измерения температуры теплоносителя на входе в сборку составляет 5К. Следовательно неопределенность в граничной температуре составляет 5К. Считаем, что погрешность определения мощности нагрева составляет 1,5 % от мощности, указанной в цифровом виде в статье и равняется 22,5 кВт/м². Скорость натрия на входе в статье указывается на графике выбега насоса, поэтому к погрешности расходомера, которая составляет 3%, прибавится погрешность, внесенная оцифровкой графика. Итоговая неопределенность в скорости на входе берется от максимальной скорости в эксперименте и равняется 0,15 м/с. Так как давление в расширительном баке указано в статье в цифровом виде, то считается, что погрешность измерения давления составляет 7%. Таким образом неопределенность по граничному давлению составляет 0,11 бар.

Все необходимые граничные условия представлены в таблице 2.

Таблица 2.	Условия	экспеј	римента

Давление на выходе, бар	1,520
Скорость теплоносителя на входе, м/с	3,0
Тепловой поток, кВт/м ²	1503
Температура Na на входе в канал, К	835

5. Оценка влияния неопределенности входных данных на результаты расчетов эксперимента KNS-7

Были проведены расчеты данного эксперимента при варьировании каждого граничного условия, для оценки влияния неопределенности входных данных на результаты расчетов. Метод варьирования был аналогичным. Фиксировались значения трех входных параметром и варьировалось значение одного входного параметра в обе стороны. На рисунке 2 приведен график перепада давления в сборке в условиях снижения расхода. Наибольшее влияние на расчет перепада давления оказывает неопределенность в скорости натрия на входе в сборку. Изменение скорости натрия на $\pm 0,15$ м/с повлияло на результат расчета перепада давления не более чем на $\pm 1,5\%$. График температуры теплоносителя приведен на рисунке 3. Термопара T6 измеряет температуру натрия на расстоянии 500 мм от нижнего торца обогреваемого участка, при общей длине обогреваемого участка в 600 мм. На расчет температуры натрия так же наибольшее влияние оказывает неопределенность в скорости теплоносителя на ± 12 К. Проведенный анализ показывает, что неопределенность в расходе влияется на ± 12 К. Проведенный анализ показывает, что неопределенность в расходе влияет на расходе влияется на ± 12 К. Проведенный анализ показывает, что неопределенность в расходе влияет на расхождение расчета с экспериментом в однофазном режиме течения натрия. Возможно при двухфазном течении натрия неопределенность в других параметрах расчета вносит больший вклад в результаты.



Рис. 2. Результаты расчетов перепада давления при варьировании скорости на входе



Рис. 3. Результаты расчетов температуры теплоносителя при варьировании скорости на входе

6. Заключение

Была выполнена работа по оценке влияния неопределенностей входных параметром на результаты расчетов внереакторных экспериментов кодом СОКРАТ-БН. По результатам проделанной работы можно сделать вывод, что при выполнении верификации всегда следует уделять внимание возможным отклонениям величин граничных условий, так как неопределенность некоторых из них может существенным образом повлиять на результаты расчетов. Проведенный анализ чувствительности на данных экспериментах показал, что наибольшее влияние на расчет перепада давления и температуры теплоносителя оказывает неопределенность в расходе теплоносителя на входе.

- 1. H.M. Kottowski and C. Savatteri, Fundamentals of liquid metal boiling thermohydraulics. Nucl. Eng. Des., vol. 82(2-3):pp. 281 304, 1984.
- 2. J. Aberle, A. J. Brook, W. Peppier, Sodium Boiling Experiments in a 7-Pin Bundle under flow Rundown Conditions, Institut fur Reaktorentwicklung Projekt Schneller Bruter, 1976.

Моделирование плавления ТВЭЛ и перемещения расплава в ТВС реакторов типа БН кодом СОКРАТ-БН

Вожаков И.С., Усов Э.В., Жданов В.С.

Новосибирский филиал Института проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: vozhakov@gmail.com

1. Введение

Одним из ключевых элементов в ходе обоснования безопасной эксплуатации ядерных энергетических установок (ЯЭУ) является прогноз процессов, протекающих в ходе тяжелых аварий с плавлением и разрушением тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ). Особенностями быстрых реакторов являются высокий тепловой поток и низкая плотность паров теплоносителя. Эти особенности приводят к тому, что при закипании теплоносителя в ходе аварий скорость течения паров может достигать сотен метров в секунду, что оказывает значительное влияние на динамику течения расплава материалов ТВЭЛ. Перемещение расплава ТВЭЛ и элементов конструкций влечет за собой изменение реактивности реактора, а также может привести к возникновению как нижних, так и верхних блокировок в отдельных тепловыделяющих сборках (ТВС) и, как следствие, перераспределению потоков теплоносителя в первом контуре активной зоны (АЗ).

2. Описание моделей

2.1. Совместное решение тепловой задачи и задачи плавления ТВЭЛ

Задача распространения тепла в условиях возникновения фазовых переходов не может быть корректно разрешена с использованием стандартной формулировки. Это связано с тем, что при равновесном фазовом переходе температура остается неизменной, в то время как энергия системы изменяется. Поэтому для моделирования распространения тепла в тепловыделяющем элементе и его плавления решается уравнение теплопроводности в энтальпийной формулировке [1]:

$$\rho \frac{\partial h}{\partial t} = div (k \, grad T) + q$$

Здесь ρ – плотность, h - удельная энтальпия, k – коэффициент теплопроводности, T – температура, q – объемные источники тепла.

Пусть T_m – температура фазового перехода, а h_m – удельная энтальпия в твердом состоянии при температуре фазового перехода. Пусть теплоемкость вещества в выделенном объеме в твердом состоянии в зависимости от температуры $c_s(T)$, а в жидкой фазе – $c_L(T)$, скрытая теплота фазового перехода – L, тогда энтальпия является однозначной функцией температуры, и определяется следующим образом:

$$h(x,t) = \begin{cases} h_m + \int_{T_m}^{T(x,t)} c_s(\tau) d\tau, & T(x,t) < T_m(m \operatorname{Bepdas} \, \phi \operatorname{asa}) \\ h_m + L + \int_{T_m}^{T(x,t)} c_L(\tau) d\tau, & T(x,t) > T_m(\operatorname{cudkas} \, \phi \operatorname{asa}) \end{cases}$$

Таким образом, значение энтальпии определяет фазу выделенного объема:

$$\begin{split} h(x,t) &\leq h_m \implies (m вердая фаза) \\ 0 &< h(x,t) < h_m + L \implies (фазовый переход) \\ h(x,t) &\geq h_m + L \implies (жидкая фаза) \end{split}$$

В случае если зависимость теплоемкости от температуры слабая (т.е. можно считать постоянными $c_S = const$, $c_L = const$), тогда:

$$h = \begin{cases} h_m + c_s (T - T_m), & T < T_m \\ h_m + L + c_L (T - T_m), & T > T_m \end{cases}$$

Или, определяя температуру:

$$T = \begin{cases} T_m + \frac{h - h_m}{c_s}, & h \le h_m \\ T_m, & h_m < h < h_m + L \\ T_m + \frac{h - h_m - L}{c_L}, & h \ge h_m + L \end{cases}$$

И долю расплавленного материала:

$$g = \begin{cases} 0, & h \le h_m \\ \frac{h - h_m}{L}, & h_m < h < h_m + L \\ 1, & h \ge h_m + L \end{cases}$$

2.2. Модель перемещения расплавленной оболочки ТВЭЛ

Важность корректного расчета перемещения расплава внутри ТВС обуславливается тем, что возникновение блокировок проходного сечения ТВС в ходе тяжелых аварий в первую очередь связано с перемещением расплава ТВЭЛ из горячей центральной зоны ТВС в торцевые холодные зоны. Блокировка проходного сечения существенно меняет структура потока теплоносителя внутри ТВС, что влияет на поле температур теплоносителя, процессы кипения и дальнейшее развитие аварийного процесса. Кроме этого блокировка воздействует на соседние сборки также и через изменение нейтронного поля реактора.

Модель перемещения расплавленной оболочки ТВЭЛ была разработана на основе аналогичной модели Ишии [2], в которой используется предположение об одинаковой толщине пленки расплава по всей ее длине, а также о перемещении расплава как целого объекта. Схематичное изображение представления расплавленной оболочки показано на рисунке 1.



Рис. 1. Схематичное изображение плавления оболочки ТВЭЛ

Полная масса расплавленной оболочки *М* находится при решении тепловой задачи и пересчитывается на каждом шаге при плавлении оболочки в расчетных ячейках и затвердевании расплава:

$$\frac{\partial M}{\partial t} = \Gamma$$

Здесь $\int_{t}^{t+\Delta t} \Gamma dt = \Delta M_{melt-freeze}$ – количество расплавившейся или замерзшей массы за время Δt .

При известных координатах границ расплава z_{up} и z_{down} (на первом шаге равны координатам расплавленной оболочки z_2 и z_1) рассчитывается масса расплава на единицу длины (из предположения равномерного распределения массы по длине):

$$m = \frac{M}{\lambda_m}$$

Здесь $\lambda_m = z_{up} - z_{down}$ – расстояние между границами расплава.

Уравнение сохранения импульса записывается для всей массы расплава как целого. Силы, действующие на расплав, находятся с помощью суммирования сил, действующих в каждой расчетной ячейки.

$$\frac{d(Mv_m)}{dt} = F_{gas} + F_{grav} + F_{frid}$$

Здесь v_m – скорость перемещения расплавленной оболочки, F_{gas} – сила трения между пленкой расплава с парами натрия, F_{grav} – гравитационная сила, F_{fric} – сила трения пленки расплава с тепловым элементом.

После нахождения скорости движения расплавленной оболочки, рассчитывается изменение координат границ расплава:

$$z_{up} = \begin{cases} z_{up} + \int_{t}^{t+\Delta t} v_m dt, z_{up} + \int_{t}^{t+\Delta t} v_m dt > z_2 \\ z_2, z_{up} + \int_{t}^{t+\Delta t} v_m dt < z_2 \end{cases}$$
-координата верхней границы расплава
$$z_{down} = \begin{cases} z_{down} + \int_{t}^{t+\Delta t} v_m dt, z_{down} + \int_{t}^{t+\Delta t} v_m dt < z_1 \\ z_1, z_{down} + \int_{t}^{t+\Delta t} v_m dt > z_1 \end{cases}$$
-координата нижней границы расплава

3. Результаты расчетов

Для верификации модели плавления был выполнен расчет задачи о замерзании цилиндра с жидкостью при температуре фазового перехода, на внешней границе которого удерживалась температура ниже температуры замерзания [3]. Аналитическое решение имеет вид:

$$\frac{\eta^2}{2} \ln \frac{R}{\eta} - \frac{1}{4} (R^2 - \eta^2) = \frac{-k(T_m - T_w)}{\rho L} t$$

Здесь η – координата фронта замерзания, R – радиус цилиндра, T_w – температура внешней поверхности цилиндра, t – время. Расчет данной задачи выполнен при трех различных условиях, в которых варьировались параметры жидкости и температура на внешней поверхности цилиндра. Результаты сравнения расчетных данных и аналитического решения представлены на рисунке 2.



Рис. 2. Сравнение аналитического решения с расчетными данными

Для проверки модели перемещения расплавленной оболочки проведено моделирование R серии экспериментов, выполненных в Аргонской национальной лаборатории (США) в реакторе TREAT[4]. Целью эксперимента, выполненного в 7-ми стержневой сборке, было исследование процессов кипения натрия и плавления ТВЭЛ в условиях снижения расхода теплоносителя. Моделирование проводилось при трех различных условиях. В первом расчете не учитывалось влияние паров натрия на расплав, т.е. оболочка стекала под действием силы тяжести. Следующий расчет проводился с учетом влияния паров, однако, блокировка сечения, возникающая в эксперименте через 0,6 секунды после начала плавления, отсутствовала. В третьем расчете была смоделирована блокировка проходного сечения вверху сборки. На рисунке 3 представлено сравнение результатов расчета кодом СОКРАТ-БН и кодом SAS3A [4].



Рис. 3. Сравнение результатов расчета кодов СОКРАТ-БН и SAS3A

4. Заключение

Разработаны и внедрены модели, позволяющие описывать плавление и перемещение расплавленных оболочек ТВЭЛ реакторов типа БН. Для тестирования данных моделей проведено моделирование процессов плавления и перемещения оболочки в 7-ми стержневой сборке. Показано удовлетворительное согласие результатов расчета, полученных с помощью кодов СОКРАТ-БН и SAS3A.

- 1. V. Alexiades, A.D. Solomon. Mathematical modeling of melting and freezing processes. 1993.
- M. Ishii, W.L. Chen, M.A. Grolmes. Molten Clad Motion Model for Fast Reactor Loss-of-Flow Accidents. Nuclear Science and Engineering, 60, 1976.
- 3. А.В. Лыков. Теория теплопроводности. Издательство «Высшая школа», Москва, 1967.
- 4. B. W. Spencer, M. A. Grolmes, R. E. Holtz, F. J. Testa, N. A. Kramer. Summary and evaluation of r-series loss-of-flow safety tests in treat. International meeting on fast reactor safety and related physics. Chicago, Illinois, October 5-8, 1976.

Верификация модели реиспарения воды с поверхности бассейна, образовавшегося при действии спринклера, под защитной оболочкой реактора

Григорьев С.Ю., аспирант 1 года ИБРАЭ РАН Научный руководитель: к.ф-м.н. Филиппов А.С.

Московский физико-технический институт Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

1. Введение

Во время тяжелой аварии на АЭС из первого контура выходит большое количество пара. В результате окисления циркониевых оболочек ТВЭЛов образуется водород, что вместе приводит к повышению давления под защитной оболочкой (ЗО). Локальные скопления водорода могут приводить к дефлаграции или детонации, что создает угрозу целостности защитной оболочки АЭС. Для предотвращения этого используются системы безопасности (в частности, спринклерные системы), работа которых изучается экспериментально и с помощью расчетных кодов. Вследствие сложности исследуемых явлений используемые CFD коды требуют детальной проверки и верификации на экспериментальных данных, полученных с хорошим пространственным и временным разрешением. В этой связи проводятся эксперименты, моделирующие события, участвующие в тяжелой аварии.

Подобные эксперименты проводились, в частности в рамках проектов ERCOSAM-SAMARA [1,2], включающих моделирование работы спринклерной системы, возможности разрушения стратификации и понижения давления внутри установки. В ИБРАЭ РАН для моделирования экспериментов применялся расчетный код ANSYS FLUENT [3], снабженный дополнительно разработанными моделями [4]. По результатам экспериментов и проведенных расчетов было установлено, что за время действия спринклерной системы на днище установки скапливается достаточно большое количество воды, выпущенной из форсунки спринклера. Теплообмен образовавшегося бассейна с горячими стенками, окружающим газом и испарение воды из бассейна заметно влияют на тепло-гидравлические параметры атмосферы внутри установки. Это потребовало внедрения в разработанную методику дополнительной модели, учитывающей теплообмен воды бассейна со стенками установки, окружающим газом, а также испарение. Этому посвящена настоящая работа.

2. Эксперименты со спринклером PE1 и PE2 проекта ERCOSAM



Рис. 1. Сценарий экспериментов

Верификация модели проводилась на двух экспериментах PE1 [1] и PE2 [2] на установке PANDA [5]. Основная цель экспериментов состояла в исследовании действия спринклера, который является прототипным для АЭС, на внутриконтайнментное давление и распределение смеси газов. Спринклер устанавливается в верхней части первого объема установки. Сценарий эксперимента, схематически представленный на рис. 1, предусматривает образование стратификации в гелиевопаро-воздушной смеси. После стратификации активируется спринклерная система с заданным массовым расходом и температурой капель. Для понимания влияния спринклера проводились измерения различных параметров смеси газов и жидкости. Измерение температуры скопившейся на днище воды и смеси газов

на поверхности бассейна показало, что испарение, вероятно, начинается в первые 100-200 секунд после начала действия спринклера. Температура измерялась на различных расстояниях от оси установки и от поверхности бассейна. Измерения показали хорошую симметрию относительно оси, что говорит об отсутствии градиента температуры по радиусу. Напротив, по глубине наблюдался заметный градиент температуры, увеличивавшийся к моменту окончания действия спринклера. Эти факты определяют основные положения модели реиспарения.

3. Описание модели и её реализация в коде Fluent

Моделирование реиспарения включает следующие шаги:

- 1) вычисление накопленной на днище массы воды спрея и энтальпии,
- 2) вычисление теплообмена со стенкой днища и с окружающим газом,
- 3) моделирование испарения с поверхности бассейна, согласно вычисляемой температуре.

В основе модели брались следующие предположения и упрощения:

- процесс тепло и массообмена близок к стационарному,
- форма бассейна представляет сегмент внутренней границы стенки установки; для вычисления возрастающего диаметра заполняющегося бассейна вводится модельный множитель,
- температура воды в бассейне считается однородной. Неоднородность в вертикальном направлении, которая в действительности имеет место быть в эксперименте PE1, учитывается через дополнительный модельный коэффициент
- испарение вычисляется по значениям давления и концентрациям смеси в пристеночных ячейках.

Геометрия моделируемой области представлена на рис. 3. Граница между газом и стенкой является двусторонней: одна из них граничит с газом, вторая – со стенкой. Они соответствуют поверхности бассейна и его границе с днищем установки, соответственно.





Рис. 3. Схематическое изображение явлений, участвующих при моделировании ре-испарения

Текущая масса бассейна рассчитывается из приходящей массы капель спринклера и испарения. Изменение температуры воды в бассейне происходит из-за теплообмена с горячими стенками, испарения и приносимого вместе с каплями тепла (\dot{H}_{drop} – источник энтальпии):

$$MC_{w}\dot{T}_{pool} = A_{pool}F_{wall} + A_{pool}F_{vap} + \dot{H}_{drop}$$
(1)

*А*_{рооl} – площадь поверхности бассейна, рассчитываемая из объема бассейна и предполагаемой формы установки (здесь – тонкий цилиндр с эффективным диаметром). Последний член в уравнении (1) рассчитывается из данных DPM модели, второй член – по температуре поверхности бассейна и из данных по смеси газов в приповерхностной области. Первый член (1) вычисляется по корреляции конвекции Рэлея-Бенара

$$F_{\text{wall}} = H\Delta T_{conv} = Nu \frac{\lambda_{pool}}{h_{pool}} \Delta T_{conv}$$
(2)

$$Nu = C Ra^{m}, Ra = \frac{g\beta\Delta T_{conv}h_{pool}^{3}}{\lambda\kappa\nu}$$
(3)

Где Ra – число Рэлея. Показатель в выражении для числа Нуссельта m=1/3 для турбулентной конвекции, m=1/4 для ламинарной конвекции. С другой стороны $F_{\rm wall}$ выражает тепловой поток от стенки, который вычисляется следующим образом:

$$F_{\text{wall}} = H_{wall}(T_{wall} - T_{wall}(bulk))$$
(4)

Из равенства (2) и (4) находится ΔT_{conv} . В коде FLUENT модель реализована как пользовательская функция.

4. Результаты расчетов

Эксперименты PE1 и PE2 моделировались в 3-хмерной постановке. Расчетная сетка состоит из ~ 200 тыс. гексаэдрических ячеек. Схематическое изображение установки представлено на рис. 2. Средний массовый расход воды в спринклере составлял 1 кг/с и 0,84 кг/с в экспериментах PE1 и PE2, соответственно. Температура инжектируемых капель - 30°С в обоих экспериментах.



Рис. 4. Эволюция давления в эксперименте PE1 во время действия спринклера

Рис. 5. Эволюция давления в эксперименте PE2 во время действия спринклера

Расчеты экспериментов PE1 и PE2 без учета ре-испарения показали, что во время действия спринклерной системы давление занижается по сравнению с экспериментом, и это отличие достигает порядка 0,2 атм. к моменту окончания действия спринклера (рис. 4, 5). Сравнение результатов расчета по концентрациям компонент смеси в различных точках установки выявило очень хорошее совпадение с экспериментальными данными, что связано с перемешиванием смеси и установлением однородной концентрации по всему объему. Однако было замечено, что концентрация пара в исследуемых точках в расчетах занижена по сравнению с экспериментом (рис. 7), а результаты по концентрации гелия – наоборот, завышены. Это, по-видимому, объясняется тем, что полная масса пара и гелия не в точности совпадает с экспериментом. Эта разница может быть как следствием избыточной конденсации пара на холодных каплях, так и результатом ре-испарения с бассейна. Учет явления ре-испарения в расчетах и по локальным характеристикам течения (рис. 6).


Рис.6. Мольная доля пара в различных точках в расчете эксперимента PE1 с учетом реиспарения



Рис.7. Мольная доля пара в различных точках в расчете эксперимента РЕ2 без учета реиспарения

5. Заключение

Разработана модель испарения воды, скапливающейся при действии спринклерной системы под защитной оболочкой ВВЭР. Модель верифицирована на экспериментах PANDA PE1 и PE2. Результаты проверки модели ре-испарения показали хорошее согласие с экспериментом по основным параметрам, существенным для водородной безопасности – скорости спада давления и разрушения стратификации. Проведенные расчеты с учетом разработанной модели показали значительное улучшение как интегральных, так и локальных характеристик течения. После некоторой доработки модель может быть применена для оценки состояния воды в приямке защитной оболочки при тяжелой аварии.

- 1. G. Mignot, R. Kapulla, S. Paranjape, R. Zboray, M. Fehlmann, W. Bissels, D. Paladino. Test Report for Test PE1 Hollow Cone Spray Test, Technical report. ERCOSAM/WP3/P3.7A/2012-17, 2012. 61p.
- 2. *G. Mignot, R. Kapulla, S. Paranjape, R. Zboray, M. Fehlmann, W. Bissels, D. Paladino*. Test Report for Test PE2 Full Cone Spray Test, Technical report. ERCOSAM/WP3/P3.7B/2013-03, 2013. 54p.
- 3. ANSYS Fluent 14 Theory guide, 2011
- 4. С.Ю. Григорьев, А.С. Филиппов, А.А. Щукин. Разработка и верификация модели конденсации для СFD-расчетов задач водородной безопасности АЭС, Известия РАН. Энергетика, 2014.
- 5. D. Paladino, G. Mignot, N. Erkan, R. Zboray, R. Kapulla, M. Fehlmann, C. Wellauer, W. Bissels. PANDA Facility Description, ERCOSAM/WP3/P3.1/2011-02, 2011

Моделирование газокапельной смеси в односкоростном приближении посредством схемы КАБАРЕ

Данилин А.В., аспирант 3 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.ф.-м.н., проф., Головизнин В.М.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики ИБРАЭ РАН

тел.: (495) 955-23-92, эл. почта: bass-4@yandex.ru

1. Введение

В данной работе предложена модель двухфазной среды, представляющей собой смесь идеального газа и жидкой капельной фазы, привязанной к этой среде. Рассмотрены уравнения движения указанной среды. На основе схемы КАБАРЕ построен алгоритм для численного решения уравнений движения. При помощи полученного алгоритма проведен ряд тестовых расчетов на разрывных начальный данных.

2. Уравнения движения

В общем виде одномерное движение двухфазной газожидкостной смеси описывается, как показано в работе [1], системой из семи уравнений, приведение которых выходит за рамки данных тезисов. Вводя предположения о несжимаемости одной из сред, об однотемпературности компонентов смеси и об отсутствии проскальзывания между фазами, можно сократить количество уравнений движения до четырех. Совместное движение раздельных фаз при этом можно рассматривать как движение среды с некоторыми усредненными параметрами. При этом данная среда требует отдельного определения её уравнения состояния, энтропии, скорости звука и некоторых других термодинамических параметров. Модель двухкомпонентной среды в обозначенных выше предположениях названа "односкоростным приближением". Приведем уравнения движения модельной среды в одномерном случае:

$$\frac{\partial \alpha}{\partial t} + \frac{\partial \alpha v}{\partial x} = 0 \tag{1}$$

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial \rho v}{\partial x} = 0 \tag{2}$$

$$\frac{\partial \rho v}{\partial t} + \frac{\partial (\rho v^2 + P)}{\partial x} = 0$$
(3)

$$\frac{\partial E}{\partial t} + \frac{\partial v(\rho E + P)}{\partial x} = 0 \tag{4}$$

где α - объемное содержание жидкости, $\rho = \alpha \rho_l + (1 - \alpha) \rho_g$ - средняя плотность среды (ρ_l - плотность жидкости, ρ_g - плотность газа), v - скорость, P - давление, $E = e + \frac{v^2}{2}$ - полная энергия единицы массы.

Система ((1-4) должна быть дополнена уравнением состояния среды:

$$e = \frac{P}{\rho - \alpha \rho_l} \left(\beta + \frac{\alpha \delta}{\rho} \right) \tag{5}$$

где $\beta = \beta_0(1-\alpha), \ \beta_0 = \frac{1}{\gamma - 1}, \ \gamma$ - показатель адиабаты газа, $\delta = \delta_0(1-\alpha), \ \delta_0 = \frac{(C_l - C_g)\mu_0\rho_l}{R},$

 C_l - удельная теплоемкость жидкости, C_g - удельная теплоемкость газа, μ_0 - молярная масса газа, R - универсальная газовая постоянная.

3. Характеристическая форма уравнений движения

Система уравнений (1-4) приводится к следующему характеристическому виду:

$$\frac{\partial R}{\partial t} + (v+c)\frac{\partial R}{\partial x} = f_1 \tag{6}$$

$$\frac{\partial Q}{\partial t} + (v - c)\frac{\partial Q}{\partial x} = f_2 \tag{7}$$

$$\frac{\partial S}{\partial t} + v \frac{\partial S}{\partial x} = f_3 \tag{8}$$

$$\frac{\partial I_{\alpha}}{\partial t} + v \frac{\partial I_{\alpha}}{\partial x} = f_4 \tag{9}$$

где R, Q - инварианты Римана, S - энтропия, $I_{\alpha} = \frac{\rho_l \alpha}{\rho}$ - доля жидкости, u - скорость, c - локальная скорость звука, $f_{1,2,3,4}$ - правые части.

Условие гиперболичности системы (1-4) (легко проверить выполнение данного условия):

$$\frac{\partial P}{\partial e}\frac{P}{\rho} + \frac{\partial P}{\partial \rho_g}\frac{\rho}{1-\alpha} > 0 \tag{10}$$

Инварианты Римана:

$$R = v + \int \frac{dP}{c\rho} \tag{11}$$

$$Q = v - \int \frac{dP}{c\rho} \tag{12}$$

Энтропия:

$$S = P\left(\rho + \frac{\delta\alpha}{\beta}\right)^{-\frac{1}{\delta} + \frac{\beta^{-1}}{\beta}} \rho^{-1 + \frac{1}{\delta}} (\rho - \alpha\rho_l)^{-1}$$
(13)

Скорость звука:

$$c = \frac{P}{\rho} \left(1 + \frac{\rho}{\rho - \alpha \rho_l} + \frac{\rho(1 - \beta) - \alpha \rho_l}{\beta \rho + \delta \alpha} \right)$$
(14)

4. Численный алгоритм

Численный алгоритм для решение системы уравнений (1-4) построен на основе схемы КАБАРЕ, современная форма которого представлена в работе [2]. Схема оперирует двумя типами переменных: консервативными и потоковыми. Консервативные переменные относятся к центрам расчетных ячеек и имеют смысл средних значений величин по ячейкам. Потоковые переменные соответствуют узлам ячеек и отвечают за обмен величин между ячейками. Схема является двухслойной по времени с введением вспомогательного "полуцелого" временного слоя. Дополнительно в схеме применяется монотонизация в соответствии с принципом максимума, описанная в работе [3]. К основным свойствам данной схемы можно отнести второй порядок аппроксимации по времени и пространству, устойчивость счета, монотонность получаемых решений. В данной работе используется пространственная сетка с постоянным шагом. Длина расчетной области L = 100. Количество расчетных ячеек N = 100. В качестве граничных условий выбраны условия свободного выхода. Шаг по времени определяется условием Куранта-Фридрихса-Леви с числом Куранта CFL = 0.3.

5. Результаты расчетов

В ходе испытания численного алгоритма было проведено две серии расчетов. Первая серия - калибровочная - проводилась на задаче о распаде произвольного разрыва с смеси с постоянной концентрацией жидкости во всей расчетной области (для этого случая существует аналитическое решение). При этом проводилось сравнение результатов численных экспериментов с аналитическим решением. Эксперименты проводились для значения объемного содержания жидкости в $\alpha = 0,0.001,0.1$. Результат одного из экспериментов данной серии приведен на рис. (1). Нужно отметить, что при нулевой концентрации жидкости алгоритм полностью переходит в схему КАБАРЕ для решения системы одномерных уравнений газовой динамики. При этом в точности воспроизводятся свойства оригинального алгоритма: монотонность, разрешение ударной волны двумя расчетными ячейками. Вторая серия численных экспериментов проводилась на задаче о распаде произвольного разрыва с разрывом объемного содержания жидкости. Проведение данной серии обусловлено необходимостью проверить возможности предложенного алгоритма на произвольных начальных данных. Результат одного из экспериментов данной серии приведен на рис. (2).



Puc.1. Тестирование численного алгоритма на задаче о распаде произвольного разрыва с постоянным объемным содержанием жидкости. $N = 100, CFL = 0.3, \alpha = 0.1$



Рис.2. Тестирование численного алгоритма на задаче о распаде произвольного разрыва с разрывом объемного содержания жидкости. Верхняя кривая соответствует общей плотности среды, нижняя кривая соответствует доле плотности, вносимой жидкостным компонентом. N = 100, CFL = 0.3, $\alpha_L = 0.5$, $\alpha_R = 0.0$

6. Заключение

В данной работе представлена односкоростная модель двухфазной среды "идеальный газ несжимаемая жидкость". Рассмотрены уравнения движения данной среды в одномерном случае. Представлено условие гиперболичности данной системы уравнений. Данные уравнения приведены к характеристическому виду. Для численного решения системы уравнений (1-4) на основе схемы КАБАРЕ [2,3] был построен и протестирован надежный вычислительный алгоритм, показавший устойчивый счет и высокое качество получаемых решений даже при сильных разрывах в начальных данных.

- Richard Sourel, Remi Abgral, A Multiphase Godunov Method for Compressible Multifluid and Multiphase Flows. // Jour. of Comp. Phys. 150, 425-467 (1999).
- 2. Головизнин В.М., Самарский А.А. Балансно-характеристические схемы с разделенными консервативными и потоковыми переменными. Математическое моделирование, 2003, т.15, №9, с. 29-48.
- 3. Головизнин В.М., Карабасов С.А. Нелинейная коррекция схемы Кабаре // Математическое моделирование, 1998, т.10, №12, с. 107-123.

Верификация RANS модели распространения радиоактивной примеси в условиях городской и промышленной застройки на крупномасштабном натурном эксперименте

Дзама Д.В., аспирант 3 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.ф.-м.н. проф. Сороковикова О.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-22-59, эл. почта: ddv@ibrae.ac.ru

1. Введение

В ИБРАЭ РАН развивается направление численного моделирования атмосферной дисперсии радиоактивной примеси в условиях промышленной или городской застройки произвольной сложности. Модель постоянно совершенствуется – основная цель добиться хорошей точности при разумном времени счета. Совершенствуется главным образом за счет моделей турбулентности разного масштаба (приземный слой, пограничный слой атмосферы) класса RANS. Как все модели этого класса, она должна быть настроена и верифицирована на конкретные рассматриваемые задачи. Верификации разрабатываемой модели на результатах стендового лабораторного эксперимента по фронтальному обтеканию простейших зданий при разной стратификации были посвящены соответствующие материалы последних 2 конференций [1-2]. В основе используемого численного кода лежит теплогидравлический код CONV-3D класса LES, разрабатываемый в ИБРАЭ РАН (Чуданов В.В. и др.). Для решения поставленных задач создана новая версия специализированного расчётного кода для решения задач прогноза атмосферной дисперсии примеси в условиях сложной геометрии объекта. Необходима верификация новой версии, желательно на результатах натурных экспериментов в реальном масштабе явления. Такие эксперименты в застройках реальных городов чрезвычайно дороги и трудоёмки (и поэтому редки). требуют использования специализированной аппаратуры, реализации метеорологической сети наблюдений и сети наблюдений за концентрацией трассера. На текущий момент известно 3 таких эксперимента. Все они были проведены в США (Салт-лейк-сити, Оклахома-сити, Нью-Йорк) в 2000-х годах при господдержке. На сегодняшний день для ИБРАЭ РАН доступны данные только одного из них – URBAN-2003 [3-4], выполненного в городе Оклахома-сити 7 июля 2003 года. В этот день было произведено 3-получасовых выброса пассивного трассера SF₆. Авторами доклада (и их коллегами) была выполнена работа по усвоению, расшифровке данных измерений, в том числе данных о городской застройке. На данном этапе было осуществлено сравнение результатов моделирования разрабатываемого кода с результатами натурного эксперимента для 1-го дневного получасового выброса (нейтральная стратификация). Была произведена кросс-верификация с наиболее известной в мировом сообществе модели Ливерморской лаборатории FEM3MP, предназначенной для решения аналогичного круга задач [5-7].

2. База данных крупномасштабного эксперимента URBAN-2003

База данных содержит следующие физические величины: метеопараметры и их статистические характеристики (некоторые наборы данных обладают хорошим временным разрешением, а некоторые – хорошим разрешением по вертикали); измерения концентраций стационарными лабораториями (в общей сложности – 574 измерения во всех 3 выбросов); измерения концентраций передвижными лабораториями (1612 измерений во всех 3 выбросов). Единицы измерения концентрации примеси в базе данных – ppb (parts per billion), где 1ppb = 5.803·10⁻⁹ кг/м³ для воздуха при нормальных условиях [5].

3. Основа и специфика математической модели атмосферной дисперсии примеси

В основе модели переноса лежат осреднённые по Рейнольдсу уравнения Навье-Стокса для несжимаемой жидкости, а так же уравнения переноса радиоактивной примеси в декартовой прямоугольной системе координат. Используется нелокальная 2-слойная *k*–*є* модель турбулентности с учётом температурной стратификации, в которой в приповерхностном слое для кинетической энергии

турбулентности и скорости диссипации применяются специальные граничные условия, основанные на некоторых эмпирических закономерностях атмосферных процессов над шероховатой обтекаемой поверхностью. Введена дополнительная приповерхностная пленка, включающая в себя вязкий и промежуточный приповерхностный слой. Ввиду невозможности учёта вязких эффектов вблизи твёрдых границ из-за ограничения на размер расчётных ячеек, в уравнения переноса компонент импульса была введена эффективная тормозящая сила, учитывающая воздействие твёрдой шероховатой поверхности на воздушный поток через динамическую скорость, которая характеризует поперечный поток импульса от потока к поверхности. Численная реализация опирается на метод фиктивных областей, в котором каждая расчётная ячейка имеет статус воздушной или фиктивной (твёрдой непроницаемой). Учитывается явление осаждения аэрозолей на твёрдые шероховатые грани расчётных ячеек, аппроксимирующих поверхности реальных 3-мерных объектов. В рассматриваемом круге задач вариация плотности обязана своим происхождением исключительно вариации температуры (которая зависит от устойчивости атмосферы), так как вариацией плотности за счёт вариации давления можно пренебречь. Поэтому для наших задач справедливо приближение Буссинеска, основанное на оценке суммарных сил давления и гравитации в уравнении переноса импульса. Использование потенциальной температуры позволяет вычленить зависимость давления от высоты и вместо реального давления рассматривать его отклонения от гидростатического давления.

4. Численный эксперимент и верификация

На текущем этапе верификации использовались лишь данные об измерениях концентрации трассера одного выброса. Сырые данные по метеорологическим условиям в явном виде пока не использовались.

В [5] представлены результаты осреднения данных наблюдений за метеоусловиями в период выброса по времени и пространству. Граничные условия на входных границах: скорость ветра на высоте 50м – 6.5м/с, направление ветра 185°, (практически северное). Выброс длился 30мин, интенсивность выброса была равна 5г/с с 16:00 до 16:30 UTC.

Так как использовалось осреднённое по пространству и времени поле ветра на входных границах, то сравнение временной динамики концентрации в точках индикации являлось бы завышением точности. Вместо этого мы сравнивали максимальные по времени (за время выброса) концентрации с концентрациями стационарного поля, которое было достигнуто в численной задаче уже на 20 минуте (то есть за 10 минут до конца выброса) как в коде FEM3MP, так и в нашем коде. Заметим, что такой подход был возможен лишь благодаря постоянной интенсивности источника во времени. В качестве результатов расчёта по коду FEM3MP были опубликованы усреднённые по времени значения концентраций.

Близость стационарных датчиков измерений (самый отдалённый находился на расстоянии 240м от источника) позволила рассматривать не всю основную часть достаточно большого мегаполиса, а только его центральную часть, в которой и производились измерения. На рисунке 1 представлена 3-мерная модель этой части города.



Рис. 1. Трёхмерная модель основной части г. Оклахома-сити Размер расчётной ячейки был равен 5×5×5м³, размеры расчётной области – 530×1330×300м³. На

рисунке 2 представлены значения концентрации трассера в приземных точках индикации. Красные точки – значения, полученные в результате расчёта по нашему коду в стационарных условиях. Голубые точки – максимальные за время выброса значения измерений датчиков в тех же точках индикации. На рисунке 3 представлены аналогичные данные, но во всех точках индикации включая высотные (измеренные на крыше зданий). По оси абсцисс отложен порядковый номер точки индикации.



Завышение или занижение концентрации трассера в некоторых точках индикации на наш взгляд могло быть обусловлено различием реальной геометрии города и её математической дискретной модели, неточность в воспроизведении некоторых, возможно существенных, деталей зданий, а так же сильной чувствительностью результатов измерений к реальной динамической картине поля ветра.

Двухмерное поле приземной концентрации примеси в окрестности источника представлено на рисунках 4 и 5. На рисунке 4 представлен результат расчёта по коду FEM3MP, на рисунке 5 – результат расчёта нашего кода.

В целом, учитывая то, что мы проводили расчет на более грубой сетке, без сгущения к зданиям, как в модели FEM3MP, результаты сравнения представляются достаточно хорошими. Выполнен классический статистический количественный анализ соответствия модельных результатов и данных измерений. Доля измерений с относительной ошибкой, не превышающей 5, у нас была равна 0.22 (в том числе для малых концентраций); у американцев выше – 0.5. Доля измерений с относительной ошибкой, не превышающей 2, у нас была равна 0.17, откуда можно сделать вывод о том, что подавляющая часть результатов расчёта, где относительная ошибка <5 приходится на случаи, когда она <2. Коэффициент корреляции Пирсона у нас достаточно высок – 0.78.



Было так же произведено сравнение с результатами измерений передвижными лабораториями,

локализованными (в период 1-го выброса) на улице Бродвей; а так же сравнение с результатами расчёта кода FEM3MP для этой улицы.



Рис. 6. Профили концентрации трассера вдоль улицы Бродвей

5. Заключение

Разработанная в последние годы модель переноса примеси в условиях городской застройки была верифицирована на некоторых результатах крупномасштабного натурного эксперимента по распространению пассивного трассера в условиях сложной застройки (нерегулярное расположение высотных и низких зданий) в центральной части г. Оклахома-Сити. До этого верификация проводилась в условиях относительно простой геометрии (дом, несколько домов). Был выполнен статистический анализ соответствия результатов расчёта нашей модели и данных измерений. Полученные нами на более грубой расчётной сетке результаты оказались сравнимы по качеству с наиболее известной моделью подобного класса и подобного назначения.

- Сборник трудов XIII научной школы молодых учёных ИБРАЭ РАН, проходившей 26-27 апреля 2012 г. – М. ИБРАЭ РАН, 2012. – 146 с.
- Сборник трудов XIV научной школы молодых учёных ИБРАЭ РАН, проходившей 25-26 апреля 2013 г. – М. ИБРАЭ РАН, 2013. – 181 с.
- Allwine, K. J., M. J. Leach, L. W. Stockham, J. S.Shinn, R. P. Hosker, J. F. Bowers, and J. C.Pace, 2004: Overview of Joint Urban 2003 – An Atmospheric Dispersion Study in OklahomaCity. Preprints. Symposium on Planning, Nowcasting, and Forecasting in the UrbanZone, Seattle, WA, Amer. Meteor. Soc., J7.1
- 4. Urban, J. T., S. Warner, N. Platt, and J. F. Heagy, 2007: Assessment of HPAC Urban Modelling Capabilities Using Joint Urban 2003 Field Trial Data. Proceedings of the 11th International Conference on Harmonisation within Atmospheric Dispersion Modelling for Regulatory Purposes, 26-30. Warner, S., N. Platt, and J. F. Heagy, 2004a: Comparisons of transport and dispersion
- 5. S. T. Chan, M. J. Leach, August 29, 2006. A Validation of FEM3MP with Joint Urban 2003 Data, Journal of Applied Meteorology, UCRL-JRNL-220878-REV-1
- 6. Julia E. Flaherty, Brian Lamb et al. Vertical tracer consentration profiles mrsaured during the joint Urban 2003 dispersion study. J. of applied meteorology and climatology V.46, 2007, p 2147-2064
- 7. Donald A., Burrows Eric A. Hendricks Modeling turbulent flow in an Urban Central Business district J. of applied meteorology and climatology V.46, 2007, p 2010-2037

Автоматизированное формирование файла исходных данных в формате программы TDMCC

Димитриев А.С., студент 5 курс МФТИ

Научный руководитель: к.т.н., в.н.с. Ванеев Ю.Е.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-68 эл. почта: yuvan@ibrae.ac.ru

1. Введение

Для анализа и обоснования безопасности объектов ядерного наследия (ОЯН) разрабатывается программно-информационный комплекс ПРОН, включающий систему информационного обеспечения (СИО) и программные блоки для моделирования радиационных полей и миграции радионуклидов. Базовой программой блока расчета радиационных полей является программа TDMCC [1], в которой реализован метод Монте-Карло в трехмерной геометрии для расчетов функционалов плотности потоков фотонов и нейтронов. В блоке объектовых данных СИО содержатся трехмерные САПР-модели, созданные в среде Microstation, с информацией о геометрии задачи, материалах и типах источников излучения, на основе которой необходимо создавать файлы исходных данных для моделирования (рисунок 1).

Цель данной работы – разработка подмодулей конвертации данных о материалах и источниках из САПР-моделей объектов в формат программы TDMCC.

2. Автоматизированное формирование файла для расчетного модуля

Алгоритм автоматизации формирования файла с данными о материалах и источниках в формате расчетного модуля разрабатывали с учетом схемы взаимодействия информационных и программных блоков при решении задач, связанных с моделированием радиационных полей (рисунок 1). Из САПР-модели объекта средствами самой САПР создается текстовый wrml-файл, где хранится информация о геометрии, материалах и источниках излучения в известном формате. Данные из этого файла преобразуются модулем конвертации данных Соп_МК, состоящим из соответствующих подмодулей С GM (геометрия), С PM (материалы), С SM (источники), в формат программы TDMCC.

После работы подмодуля C_GM формируются текстовые файлы spar.txt и mpar.txt, содержащие списки типов источников и материалов объекта, которые подаются на вход подмодулей C_PM и C_SM. Пример файла mpar.txt с информацией об источниках представлен на рисунке 2, а пример файла spar.txt - на рисунке 3. При необходимости в созданные файлы spar.txt и mpar.txt можно внести изменения в блоке редактирования, указать недостающую информацию. После того, как последовательно отработают подмодули C_GM, C_PM, C_SM, образуются соответствующие разделы GEOM, PHIS и SOUR файла исходных данных для расчетного модуля. Далее в этот файл добавляются данные для управления счетом задачи, и он подается на вход программы TDMCC.

Рассмотрим подробнее работу подмодулей С_РМ и С_SM, которые разработаны на языке Fortran-90. Подмодуль С_РМ, используя текстовый файл mpar.txt, определяет список материалов каждой области(ALUM BL1 R1 – область №1 блока 1 состоит из алюминия, BETL BL1 R2 – область №2 блока 1 состоит из легкого бетона), затем идентифицирует каждый материал в библиотеке материалов из блока справочных данных. В этой библиотеке каждый материал представлен плотностью, составом и концентрациями составляющих элементов. Далее подмодуль С_РМ формирует раздел PHIS файла исходных данных, где указывает полный перечень материалов с концентрациями всех составляющих элементов.

Подмодуль C_SM, используя файл spar.txt, определяет список источников излучения (COMB – комбинированный источник из нескольких радионуклидов Co-60 и Cs-137, 58.9 см³ – объем источника, 1.6E+02 Бк/см³- удельная активность), затем идентифицирует каждый источник в библиотеке источников из блока объектовых данных. Каждый источник представлен списком радионуклидов с периодами полураспада и параметрами всех гамма-линий, которые извлекаются из блока справочных данных, подготовленных на основе файлов библиотек оцененных ядерных данных ENDF/B-VII.0 [4]. Далее подмодуль C SM формирует раздел SOUR файл исходных данных, где указывает полный список

источников с их геометрией, энергетическим и угловым распределением (изотропный, мононаправленный, дискретный).



Puc.1 Схема взаимодействия программных и информационных блоков при решении задач, связанных с моделированием радиационных полей.



Рис.2 Схема работы подмодуля С РМ



Рис.3 Схема работы подмодуля C_SM

3. Заключение

Разработаны подмодули *C_PM* и *C_SM* в составе модуля *Con_MK* конвертации данных из САПР-моделей во входной файл для расчетного модуля на основе программы TDMCC. Подмодули *C_PM*, *C_SM* протестированы на относительно простых объектах. Задача дальнейшего этапа – отладка разработанных подмодулей для объектов с более сложной структурой. Именно для таких объектов наиболее эффективно использование конверторов данных, поскольку ручная процедура заполнения файла исходных данных требует больших затрат времени и не гарантирует отсутствие ошибок. Разработанные подмодули войдут в состав блока моделирования радиационных полей программно-информационного комплекса ПРОН для расчетного анализа и обоснования безопасности объектов ядерного наследия.

- Житник А.К., Иванов Н.В., Маршалкин В.Е. и др. Программа ТDMCC для расчетов пространственной динамики активных зон АЭС // Сб. тезисов докладов семинара «Современное состояние развития программных средств для анализа динамики и безопасности АЭС», 19-22 мая 2003г., РФЯЦ ВНИИЭФ, Саров, с.33-34.
- Проблемы ядерного наследия и пути их решения. Развитие системы обращения с радиоактивными отходами в России. – Под общей редакцией Большова Л.А., Крюкова О.В., Лаверова Н.П., Линге И.И. – Москва: 2013.- 392 с. – Т.2.
- 3. Блохин П.А., Ванеев Ю.Е. Модули расчета радиационных полей в составе программноинформационного комплекса ПРОН. Препринт ИБРАЭ РАН № IBRAE-2013-03, 2013г., 39 стр.
- 4. Chadwick M.B., Oblozinsky P., Herman M. et al.: "ENDF/B VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology," Nucl. Data Sheets, 102, 2931 (2006).

Модель взаимодействия оксидного топлива (UO₂) с натриевым теплоносителем

Долгодворов А.П., аспирант 2 года ИБРАЭ РАН

Научные руководители: к.ф.-м.н., снс Озрин В.Д., д.ф.-м.н., проф. Стрижов В.Ф.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: alexey.dolgodvorov@ibrae.ac.ru

1. Введение

В процессе эксплуатации реактора с натриевым теплоносителем оболочка твэла может разрушаться с образованием трещин, через которые теплоноситель проникает под оболочку и взаимодействует с топливом [1]. Результатами такого взаимодействия могут быть: образование слоя ураната натрия на поверхности топлива, изменение теплового режима работы твэла [2], дальнейшее разрушение оболочки (или, наоборот, "залечивание" дефекта), изменения в кинетике выхода продуктов деления из топлива, и их попадание в первый контур.

Термохимия взаимодействия жидкого натрия с диоксидом урана, а также с МОКС топливом, обсуждалась в работах [3], [4], где рассматривалась трехфазная система, состоящая из Na(l), Na₃UO₄(c) и UO_{2+x}(c) и исследовалось поведение химического потенциала кислорода системы. Экспериментальное измерение химического потенциала кислорода было проведено в работе [5]. В экспериментальной работе [6] было показано, что взаимодействия натрия с оксидом урана приводит не только к образованию ураната натрия при T>723 K, но также сопровождается частичным разрушением таблетки.

2. Модель кинетики роста пленки ураната натрия

Для описания кинетики роста пленки рассматривается система, состоящая из 3 плоских фаз, представленная на рис. 1. Согласно модели, натрий диффундирует из жидкой фазы 3 через кристалл ураната натрия до границы с фазой 1, где происходит химическая реакция:

$$Na_3UO_4 \leftrightarrow 3Na + UO_2 + 2O, \tag{1}$$

в результате которой идет формирование пленки ураната натрия толщиной *l*(*t*). Фаза 2 рассматривается как твердый раствор Na в Na₃UO₄.

фаза 1	фаза 2	фаза З	
$UO_2(s)$	Na ₃ UO ₄ (s)	Na(l)	
+	+		
0	Na		
	1		
z_0	t) O	$z_1(t)$ z	

Рис.1. Схема формирования плёнки ураната натрия на поверхности топлива

Началом лабораторной системы координат, связанной с таблеткой диоксида урана, принимается точка z=0, соответствующая месту возникновения пленки ураната натрия Na₃UO₄ в момент времени t=0. С течением времени, в результате роста, границы пленки раздвигаются и имеют координаты $z_0(t) < 0$ и $z_1(t) > 0$. Поскольку кристалл ураната натрия считается несжимаемым, скорость движения фазы 2 совпадает со скоростью движения границы между фазами 2 и 3 относительно лабораторной системы

координат. С учетом движения среды уравнение диффузии натрия в фазе 2 в лабораторной системе координат имеет вид:

$$\rho_{Na_{3}UO_{4}}\dot{y}(z,t) = -J'_{Na}, \ J_{Na} = -\rho_{Na_{3}UO_{4}}\left(D_{Na}y'(z,t) - \dot{z}_{1}(t)y(z,t)\right),$$
(2)

где ρ_{UO_2} и $\rho_{Na_3UO_4}$ - плотности оксида урана и ураната натрия в единицах число молей на объем, y – мольная доля Na в фазе 2, D_{Na} - коэффициент диффузии натрия в твердом растворе Na в Na₃UO₄. Предполагается, что $y \ll 1$, поэтому плотность натрия в растворе $\rho_{Na} \approx \rho_{Na_3UO_4} y$. В уравнении (2) и далее используются обозначения: $\dot{y}(z,t) \equiv \partial y(z,t)/\partial t$, $y'(z,t) \equiv \partial y(z,t)/\partial z$.

При постановке граничных условий учитывается то, что характерные времена процессов релаксации на поверхностях гораздо меньше характерных времен твердотельной диффузии. Это дает возможность поставить граничные условия первого рода:

$$y(z_0(t),t) = y^{(eq)}, y(z_1(t),t) = y^{(sat)},$$
 (3)

где $y^{(sat)}$ – мольная доля натрия в насыщенном растворе Na в Na₃UO₄, величина $y^{(eq)}$ определяется равновесием между твердыми растворами Na–Na₃UO₄ и O–UO₂ и зависит от отклонения от стехиометрии *x* диоксида урана UO_{2+x} на поверхности топлива. Явная форма этой зависимости обсуждается в разделе 3.

В общем случае стехиометрия топлива является функцией времени как вследствие стока кислорода через границу фаз для формирования Na₃UO₄, так и в результате его взаимодействия с продуктами деления и диффузионного перераспределения по топливной таблетке в градиенте температуры. В данной работе рассматривается более простой случай чистого нестехиометрического UO_{2+x} при постоянной температуре. Тогда перенос кислорода по таблетке описывается следующим уравнением:

$$\dot{x}(z,t) = D_0 x''(z,t),$$
(4)

где D_o – коэффициент диффузии кислорода в UO_{2+x}. Одно из граничных условий естественно положить как ограниченность функции x(z,t) в центре таблетки z=R (|R|>>l): x(R,t) = Const. При постановке второго граничного условия используется предположение о том, что весь поток кислорода, пересекающий границу фаз 1–2, и весь натрий, приходящий к этой границе, идут на формирование ураната натрия. Это означает, что в системе координат, связанной с подвижной границей между фазами 1 и 2, выполняются равенства:

$$2\tilde{J}_{Na} = -3\tilde{J}_{O}, \qquad (5)$$

$$3\tilde{J}_{Na} + \tilde{J}_{Na_3 U O_4} = 0, (6)$$

где поток ураната натрия в подвижной системе координат $\tilde{J}_{Na_3UO_4} = (\dot{z}_1 - \dot{z}_0)\rho_{Na_3UO_4}$, а потоки натрия и кислорода в подвижной и лабораторной системах координат связаны следующими соотношениями:

$$\tilde{J}_{Na} = J_{Na} - \dot{z}_0(t) \rho_{Na_3 U O_4} y(z_0, t), \qquad (7)$$

$$\tilde{J}_{O} = J_{O} - \dot{z}_{0}(t)\rho_{UO_{2}}x(z_{0},t), \quad J_{O} = -D_{O}x'(z_{0},t).$$
(8)

Уравнение (5) играет роль граничного условия для задачи диффузии кислорода. Уравнение (6) преобразуется к виду:

$$3\dot{l} = D_{Na}y'(z_0, t) - \dot{l}y(z_0, t), \quad l(t) = z_1(t) - z_0(t).$$
(9)

и описывает рост толщины пленки l(t).

Таким образом, сформулирована задача диффузии с учетом роста пленки в виде системы уравнений (2), (4), (9) с граничными условиями (3), (5).

3. Равновесная мольная доля натрия

На границе фаз 1 и 2 формируется пленка ураната натрия согласно химической реакции (1). На основе равенства химических потенциалов компонентов реакции, а также с учетом приближения идеального раствора для системы Na-Na₃UO₄, мольные доли натрия $y^{(eq)}$ и ураната натрия $y^{(eq)}_{Na_3UO_4}$ в твердом растворе Na-Na₃UO₄ удовлетворяют соотношению:

$$y_{Na_{3}UO_{4}}^{(eq)} = 1 - y^{(eq)} = C_{NaU} \left(y^{(eq)} \right)^{3} A_{O}^{2}(x), \qquad (11)$$

где использовано приближение, согласно которому мольная доля оксида урана в твердом растворе O-UO₂ равна единице. Функция $A_o(x)$ – активность кислорода в растворе O-UO₂, x – отклонение от стехиометрии в UO_{2+x}. Решение кубического уравнения (11) имеет вид:

$$y^{(eq)} = \left(2\alpha\right)^{-1/3} \left[\left(\sqrt{1 + 4/(27\alpha)} + 1\right)^{1/3} + \left(\sqrt{1 + 4/(27\alpha)} - 1\right)^{1/3} \right],$$
(12)

где введено обозначение $\alpha = C_{Na-U}A_o^2(x)$, C_{Na-U} – константа равновесия химической реакции (1). Согласно модели Линдемера–Бесмана [7], активность кислорода описывается *S*-образной кривой с резким ростом в окрестности x = 0. Такое поведение активности позволяет с очень хорошей точностью аппроксимировать зависимость $y^{(eq)}(x)$ в интервале температур 700 К $\leq T \leq 1200$ К для случаев гипо- и гиперстехиометрии следующим образом:

$$y^{(eq)}(x) = 1$$
 для $x < -10^{-5}$ и $y^{(eq)}(x) = 0$ для $x > 10^{-5}$. (13)

4. Анализ особенностей динамики роста пленки ураната натрия

В общем случае система уравнений (2)–(9) требует численного решения. Приведем здесь асимптотические оценки решения на больших и малых временных масштабах, используя полученную выше специфическую зависимость (13) граничной концентрации натрия от стехиометрии топлива.

Пусть в момент начала взаимодействия натрия с топливом, при t = 0, пленка ураната отсутствует, l(0) = 0, а кислород равномерно распределен по диоксиду урана и $x(z,0) = x^{(0)}$. Если считать, что в узком слое ураната натрия, возникшем за время Δt , профиль концентраций натрия имеет линейную форму, то, согласно (2) и (9):

$$3\dot{l}/(1-y^{(eq)}) \approx D_{Na} \left(y^{(sat)}-y^{(eq)}\right)/l.$$
 (14)

Отсюда ясно что, если отклонение от стехиометрии $x^{(0)} > 10^{-5}$ и $y^{(eq)} \approx 0$, на начальном этапе слой растет по диффузионному закону:

$$l(\Delta t) \approx \sqrt{\frac{2}{3} D_{Na} y^{(sat)} \Delta t} , \qquad (15)$$

а поток натрия имеет в t = 0 характерную особенность $J_{Na}(z_0, \Delta t) \sim 1/\sqrt{\Delta t}$. Отметим, что корневая зависимость толщины слоя от времени меняется линейно, $l(\Delta t) \sim Ky^{(sat)}\Delta t$, если принять во внимание конечность времени релаксационных процессов на границах фаз.

Из уравнения (14) следует также, что в случае гипостехиометрического топлива, когда $x^{(0)} < 0$ и $y^{(eq)} \approx 1$, фаза ураната натрия вообще не формируется. В действительности, это означает, что хотя топливо взаимодействует с жидким натрием, и на границе фаз 1–2 идет реакции (1), устойчивая пленка Na₃UO₄ с конечной толщиной не образуется. В этом случае процесс формирования/распада ураната натрия необходимо описывать на уровне кинетических (а не диффузионных) уравнений, учитывающих, в частности, конечность размеров области в которой устанавливается равновесие между твердыми растворами Na–Na₃UO₄ и O–UO₂.

Можно показать, что асимптотика решения задачи диффузии натрия (2), (3) при $t \to \infty$ имеет такую же функциональную форму, что и стационарное решение этой системы уравнений при условии неподвижности границ:

$$y(z,t) \approx y^{(sat)} z/l(t)$$
(16)

где

$$l(t) \approx \sqrt{\frac{2}{3} \, \mathcal{Y}^{(sat)} D_{Na} t} \,. \tag{17}$$

Формирование Na₃UO₄ сопровождается оттоком кислорода из топлива, что, в рассматриваемой постановке задачи с необлученным UO_{2+x}, приводит к уменьшению отклонения от стехиометрии x, понижением активности $A_o(x)$ и, согласно (12), ростом равновесной концентрации $y^{(eq)}$. При $x(z_0,t) \approx 0$ рост слоя прекращается, и возникает равновесие в трёхслойной системе 'UO_{2+x} – твёрдый раствор Na в Na₃UO₄ – жидкий Na'.

В заключение отметим, что, как показали расчеты с кодом МФПР, в практической постановке задачи, включающей описание взаимодействия кислорода с продуктами деления и его диффузионное перераспределения по топливной таблетке в градиентах температур, сток кислорода, связанный с формированием ураната натрия, слабо влияют на стехиометрию топлива: отклонение от стехиометрии остаётся растущей функцией выгорания.

5. Заключение

В рамках рассмотренной модели показано, что образование и рост стабильной пленки возможен для гиперстехиометрического диоксида урана. В случае гипостехиометрии топлива пленка при прямом контакте натриевого теплоносителся и топлива не образуется, либо разрушается в случае ее наличия. Рост пленки на больших и малых временах управляется диффузионными процессами и имеет корневую зависимость по времени.

- 1. Взаимодействие жидкого натрия с окисным топливом быстрых реакторов. Отчет НИИАР. УДК 621.039.542, 1987 г.
- 2. С.В. Богатов, М.Г. Киреев, "Методика и результаты эксплуатационных расчетов температуры топлива в твэлах ТВС реактора БН-600", Известия вузов. Ядерная энергетика 2 (2009) 127 135.
- 3. D. Olander, "Fundamental Aspects of Nuclear Reactor Fuel Elements", Department of Nuclear Engineering University of California, Berkeley (1976).
- M.G. Adamson, M.A. Mignanelli, P.E. Potter, M.H. Rand, "On the oxygen thresholds for the reactions of liquid sodium with urania and urania-plutonia solid solutions", Journal of nuclear materials 97 (1981) 203-212.
- 5. M.A. Mignanelli, P.E. Potter, "The reactions of sodium with urania, plutonia and their solid solutions", Journal of nuclear materials 130 (1985) 289-297.
- 6. M.A. Mignanelli, P.E. Potter, "An investigation of the reaction between sodium and hyperstoichiometric urania", Journal of nuclear materials 114 (1983) 168-180.
- 7. T.B. Lindemer and T.M. Besmann, "Chemical thermodynamic representation of $\langle UO_{2\pm x} \rangle$ ", Journal of nuclear materials 130 (1985) 473-48.

Сокращение расчётного времени кода MELCOR 2.1 за счёт использования средств OpenMP и замены численного метода решения СЛАУ

Дробышевская И.Н., Горобец А. В., Мосунова Н.А. Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН тел.: (495) 955-23-71, эл. почта: drob@ibrae.ac.ru

1. Введение

Интегральный код MELCOR [1], [2] разработан Сандийской Национальной Лабораторией по заказу Комиссии по ядерному регулированию США (US NRC) и предназначен для моделирования всех стадий тяжёлых аварий на атомных станциях с легководными реакторами типа BWR, PWR и BBЭP. Следует отметить, что в последние годы область применимости кода расширяется на высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы и реакторы с натриевым теплоносителем. Код позволяет моделировать разномасштабные физические процессы в связанной постановке. При этом из-за сложности решаемой задачи время расчёта чаще всего оказывается в несколько раз больше физического времени моделируемого процесса. В связи с этим, встаёт вопрос о сокращении расчётного времени.

Первая версия кода была написана в 80-х годах на языке FORTRAN-77. В начале 2000-х годов по заказу Комиссии по ядерному регулированию США код был переписан в ИБРАЭ РАН на объектноориентированный FORTRAN-95. При этом одним из требований было обеспечить идентичность результатов расчётов по двум версиям: FORTRAN-95 (MELCOR 2.1) и FORTRAN-77 (MELCOR 1.8.6). Поскольку даже изменение порядка операторов в коде может приводить к изменению результатов за счёт накопления погрешностей округления, в созданной версии кода MELCOR 2.1 не использовались все преимущества, предоставляемые современными компиляторами и вычислительной техникой. Следующей задачей являлось внедрение в код алгоритмов параллельных вычислений и замена метода численного решения СЛАУ в теплогидравлическом пакете кода MELCOR на более эффективный. Этой задаче и посвящена данная работа.

2. Распределение вычислительной нагрузки в коде MELCOR

Для того чтобы выбрать эффективные средства для сокращения расчётного времени кода, необходимо определить характер распределения вычислительной нагрузки. Для этого был разработан и добавлен в MELCOR модуль, который собирает и выдаёт в удобном формате данные о времени исполнения различных участков кода, пакетов, подпрограмм и т.д. как в параллельном, так и в последовательном режимах. Характер распределения вычислительной нагрузки исследовался на наборе задач по расчёту различных режимов работы АЭС с реакторами типа PWR и BWR. Пример распределения временных затрат по пакетам (модулям, отвечающим за моделирование определённой группы физических процессов) кода показан на рис. 1.



Рис. 1. Распределение вычислительной нагрузки по пакетам кода MELCOR

Подробно характер распределения вычислительной нагрузки в коде MELCOR 2.1 описан в работе [3], поэтому здесь остановимся только на основных выводах этого исследования:

- расчётное время кода определяется большим количеством шагов по времени, тогда как вычислительная стоимость одного шага небольшая;
- на большинстве задач от 80 до 90% расчётного времени приходится на три пакета: CVH пакет, рассчитывающий теплогидравлику; RN1 – пакет, рассчитывающий выход и транспорт продуктов деления; COR – пакет, рассчитывающий процессы, протекающие в активной зоне реактора, включая её разрушение;
- основное время расчёта в пакете CVH приходится на решение СЛАУ.

На основе проведённого анализа было принято решение о целесообразности модернизации метода решения СЛАУ в пакете СVH и обеспечения многопоточности трёх пакетов, требующих наибольшего времени для расчёта, с использованием технологии OpenMP (Open Multi-Processing) [4]. Результаты проведённых работ будут рассмотрены в следующих разделах.

3. Модернизация численного метода решения СЛАУ

В коде MELCOR за расчёт теплогидравлических параметров теплоносителя отвечает пакет CVH. В нём реализовано одномерное двухфазное теплогидравлическое приближение. Для каждой фазы записываются уравнения сохранения энергии, импульса и массы, которые дополняются уравнениями состояния и замыкающими соотношениями. Для нахождения скоростей фаз решается система линейных алгебраических уравнений. Матрица системы квадратная, сильно разреженная и для расчётов АЭС имеет размерность порядка 500х500. При этом на данную операцию, как уже было сказано выше, тратится большое расчётное время.

В MELCOR исходно реализован итерационный метод бисопряженных градиентов, BiCG [5], без предобуславливателя. К недостаткам данного метода можно отнести плохую сходимость и наличие операций с транспонированной матрицей системы. В исходном методе решения разреженная матрица хранилась в плотном виде как двухмерный массив размерности NxN, где N – размерности системы. Естественно, это приводит к квадратичному от N расходу памяти и, соответственно, квадратичным затратам времени на заполнение матрицы. Для такой разреженной матрицы стоимость должна быть линейной O(N).

Для устранения указанных недостатков, был реализован более современный стабилизированный метод бисопряженных градиентов, BiCGSTAB [6], с диагональным предобуславливанием. Данный метод имеет существенно лучшую сходимость и не содержит операций с транспонированной матрицей. Для представления матрицы используется построчно-разреженный формат CSR (compressed sparse row), являющийся де-факто стандартом в большинстве библиотек линейной алгебры. Формат эффективен по расходу памяти, поскольку не хранит нулевые элементы.

Матрица СЛАУ меняется на каждом шаге по времени: изменяются не только ненулевые элементы, но и сам портрет матрицы. Это не позволяет на этапе заполнения коэффициентов работать с CSR форматом. Для заполнения матрицы используется промежуточный формат, обозначенный как Pre-CSR, дающий возможность быстро добавлять элементы в строки и имеющий низкий расход памяти. Подготовка матрицы выполняется в два этапа: 1) заполнение матрицы в формате Pre-CSR; 2) конвертация в CSR для последующего использования при решении СЛАУ. Более подробно описание формата представлено в [7].

Для уменьшения влияния ошибок округления и для снижения вычислительной стоимости исходный вариант BiCGSTAB был модифицирован. В частности, выбор единичного вектора в качестве теневого вектора невязки 0 позволил заменить два скалярных произведения на суммы и упростить расчет скалярных коэффициентов. Последовательность скалярных операций умножения и деления в расчете коэффициентов была эмпирическим образом оптимизирована для снижения ошибок округления. Результаты расчётов с использованием нового метода решения СЛАУ представлены в таблице 1.

	1 · · · · · · · · · · · · · · · · · · ·		
Тест	BiCG, c	BiCGSTAB, c	Ускорение
Авария с обесточиванием для peaктора типа BWR/MarkI	1191,16	348,92	3,41
Авария с потерей теплоносителя для peaктора типа BWR/MarkIII	3776,63	857,19	4,4

Таблица 1. Время расчёта оригинального и модифицированного метода решения СЛАУ

4. Распараллеливание пакетов CVH, RN1 и COR

Распределение вычислительной нагрузки в пакетах CVH и RN1 имеет следующий характер: несколько ярко выраженных циклов и подпрограмм, отвечающих за большую часть расчётного времени всего пакета. В качестве объектов для распараллеливания рассматривались участки кода, занимающие на большинстве задач более одного процента от общего времени исполнения кода MELCOR. Рассматривать участки с меньшими временными затратами не имеет смысла, поскольку создание параллельных нитей и последующий сбор данных по ним и синхронизация занимают конечное время, которое может быть больше или одного порядка с возможным выигрышем при расчёте в параллельном режиме. В связи с этим параллельный расчёт подобных участков кода не только не приведёт к сокращению расчётного времени, но наоборот может увеличить общее время расчёта.

В процессе реализации распараллеливания кроме добавления в код директив OpenMP также была произведена замена ненужных глобальных переменных локальными копиями, исправлены некоторые ошибки. Результаты расчётов и ускорение кода при расчёте на 4-х нитях с учётом описанных выше изменений представлены в таблице 2. Обе версии собирались в конфигурации со стандартной оптимизацией O2. Сравнение результатов расчётов показало их идентичность в последовательном и параллельном режимах на большинстве задач. Имеющиеся незначительные количественные расхождения при сохранении общего характера зависимостей можно объяснить изменением порядка операций при расчёте в параллельном режиме. Как видно из таблицы 2, получено незначительное сокращение расчётного времени за счёт распараллеливания пакетов CVH и RN1, что связано с тем, что во-первых, решение СЛАУ невозможно эффективно распараллелить из-за маленькой размерности матрицы и, во-вторых, общая небольшая вычислительная стоимость одного шага не позволяет получить большее ускорение расчётов.

Название задачи	Последовательный режим, с	Запуск на 4-х нитях, с	Ускорение
Авария с обесточиванием для peaktopa типа BWR/MarkIII	106587	99536	1,07
Авария с обесточиванием для реактора типа BWR/MarkI	21368	20064	1,06

Таблица 2. Общее время исполнения кода в последовательном и параллельном режимах работы пакетов СVH и RN1

В отличие от двух рассмотренных выше пакетов, в пакете COR, рассчитывающем поведение активной зоны, нет участков, отвечающих за большую часть расчётного времени пакета, а вся нагрузка распределена по большой группе подпрограмм, каждая из которых занимает много меньше или около одного процента от общего времени исполнения кода. Лишь на отдельных тестах можно выделить несколько подпрограмм, занимающих 2 – 3% от общего времени счёта. При этом структура имеющегося кода не позволяет его распараллелить без существенной переработки алгоритмов всего пакета.

С другой стороны, вычислительная нагрузка пакетов COR и RN1 на большинстве задач сравнима (соотношение обычно 3 к 1). Сами же пакеты не должны зависеть друг от друга в пределах одного временного слоя: в соответствии с реализованной в коде MELCOR численной схемой, величины, рассчитанные пакетом COR на одном временном слое, используются для расчётов пакета RN1 на следующем слое. В связи с этим, целесообразной становится задача одновременного запуска на счёт двух этих пакетов параллельно, что должно существенно сократить общее расчётное время. Этот метод будет работать эффективно только для тех задач, в которых моделируются как поведение активной зоны, так и выход продуктов деления. Общее время исполнения и ускорение версии, рассчитывающей пакеты COR и RN1 одновременно, представлены в таблице 3.

Таблица 3. Общее время исполнения оригинальной версии кода и при параллельном запуске
пакетов СО R и RN1

Название задачи	Последовательный режим, с	Параллельный режим, с	Ускорение
Авария с обесточиванием для peaктора типа BWR/MarkI	33596,8	24597,06	1,36
Авария с обесточиванием для peaктора типа BWR/MarkIII	119830,9	98791,5	1,21

При запуске параллельного расчёта пакетов, внутренняя параллельность пакета RN1 выключается, поскольку возможность вложенных параллельных областей не реализована в коде MELCOR в связи с неэффективностью. Сравнение результатов расчётов для двух версий (при запуске пакетов COR и RN1

параллельно и последовательно) показало незначительные количественные изменения, качественно все зависимости остались прежними. Пример сравнения результатов расчётов представлен на рисунках 2 и 3. Кривой синего цвета показаны зависимости для оригинальной версии, считающей в последовательном режиме, красным – версии, считающей параллельном режиме.



5. Выводы

Авторами доклада были подробно изучены характер и особенности распределения нагрузки в коде MELCOR 2.1. В соответствии с полученными результатами были выбраны возможные средства для ускорения расчётов: распараллеливание с использованием технологии OpenMP и замена метода решения СЛАУ на более эффективный.

С помощью технологии OpenMP была добавлена возможность параллельного расчёта большинства самых ресурсозатратных с точки зрения расчётного времени участков кода. В виду малой масштабируемости кода и небольшой вычислительной стоимости одного шага по времени эффективность распараллеливания кода не высока: ускорение достигает 2 – 4 часов при общем времени исполнения около 30 - 35 часов. Метод решения СЛАУ BiCG в пакете CVH кода MELCOR 2.1 был заменён на более эффективный – BiCGSTAB. Результаты расчётов показали, что новый метод решения эффективнее в 3 - 4 раза. Был реализован механизм расчёта пакетов COR и RN1 в параллельном режиме, что позволило получить существенное сокращение расчётного времени на задачах расчёта аварий на АЭС.

В среднем, суммарное ускорение кода при расчёте пакета CVH на 4-х нитях с использованием модернизированного метода решения СЛАУ и одновременном расчёте пакетов COR и RN1 достигает 1,4-1,7 раз.

- 1. MELCOR Computer Code Manuals. Vol.1: Primer and User's Guide. Version 2.0, Draft September 2006.
- 2. MELCOR Computer Code Manuals. Vol.2: Reference Manuals. Version 1.8.6 September 2005. NUREG/CR-6119. Vol.2. Rev.3. SAND 2005-5713.
- 3. Дробышевская И. Н., Мосунова Н. А., Горобец А. В. Реализация алгоритмов параллельных вычислений в тяжелоаварийном коде MELCOR // Сборник трудов XI научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН, проходившей 22-23 апреля 2010 г. (Препринт / Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, апрель 2010, №IBRAE-2010-01). М. ИБРАЭ РАН, 2010. С. 43 46.
- 4. OpenMP Application Program Interface. Version 3.0 May 2008.
- Fletcher, R. (1976). "Conjugate gradient methods for indefinite systems". In Watson, G. Alistair. Numerical Analysis. Lecture Notes in Mathematics (Springer Berlin/Heidelberg) 506: 73–89. doi:10.1007/BFb0080109. ISBN 978-3-540-07610-0. ISSN 1617-9692.
- 6. Van der Vorst, H. A. (1992). "Bi-CGSTAB: A Fast and Smoothly Converging Variant of Bi-CG for the Solution of Nonsymmetric Linear Systems". SIAM J. Sci. and Stat. Comput. 13 (2): 631–644.
- Intel® Math Kernel Library Reference Manual, Sparse Matrix Storage Formats http://software.intel.com/sites/products/documentation/hpc/mkl/mklman/GUID-9FCEB1C4-670D-4738-81D2-F378013412B0.htm.

Математическое моделирование смешения разнотемпературных струй методом КАБАРЕ

Зайцев А.М, аспирант 3 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.ф.-м.н. проф. Головизнин В.М.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: azai@ibrae.ac.ru

1. Введение

Работа посвящена проверке возможности прямого численного моделирования процесса смешения разнотемпературных струй. Этот процесс, в частности, имеет место над активной зоной (а.з.) ядерного реактора типа БН с натриевым теплоносителем, где сходятся и перемешиваются выходящие из разных тепловыделяющих сборок (TBC) а.з. струи теплоносителя. В случае частичных блокировок сечений TBC, деформаций решеток топливных стержней и других дефектов могут возникать локальные перегревы теплоносителя на выходе TBC и, следовательно, температурные неоднородности потока. Поведение температурного "следа", возникающего при смешивании разнонагретых струй, представляет большой интерес с точки зрения температурного контроля теплоносителя над активной зоной. Измерение флуктуаций температуры натрия в зоне смешивания может быть использовано для обнаружения наличия дефектной TBC, степени перегрева натрия в ней и, возможно, ее местоположения.

Для исследования характеристик распределения температуры на выходе из TBC с разными температурами теплоносителя ГНЦ РФ-ФЭИ был проведен специальный эксперимент [3], в котором измерялось распределение температур над выходными отверстиями TB.

2. Подготовка геометрической модели теплообменника

Для обнаружения струи с меньшей скоростью, но с большей температурой, для начала необходимо промоделировать сборку из семи оголовков в целях получения сравнительных характеристик пульсаций в течении после места смешивания.



Рис. 1. Схематичный вид экспериментального стенда и его элементов: сечение стенда в плоскости симметрии (а) и его геометрическая модель (расчетная область) (б); сечение коллектора в нижней части (в); сечение одиночной ТВС в плоскости симметрии (г); размеры указаны в мм.

3. Подготовка сетки и её декомпозиция для параллельных вычислений

Представлен один из вариантов сетки содержащий 4 600 000 ячейки. При расчете по данной сетке в качестве начальных условий было использовано решение по k-epsilon модели турбулентности, для исключения большей части фазы установления. Задача решается методом установления. Сравнение средних значений на интервале от 4 до 6 и от 6 до 12 секунд показывает, что установившееся решение достигается в течении 4 секунд. Критерием установления является стационарность средних значений установившегося течения. Модель жидкости соответствует модели слабо сжимаемой жидкости.

Время обработки одного элемента за шаг по времени зависит от эффективности алгоритма декомпозиции, загруженности кластерной системы и колеблется от 6 до 20 секунд на шаг по времени на миллион элементов. Число шагов до установления до 1000000.

4. Результаты расчета по методике "CABARET"

Постпроцессинг осуществлялся на рабочем компьютере с перекачкой скомпрессованых данных с кластеров. В Параметры расчета следующие. Плотность 904 кг/м^3, кинематическая вязкость 0.5*10^-6, число Прандтля 0.0077, что соответствует параметрам натрия для средней температуры в осевом сечении. Температура на входе в центральном устройстве 148.1С, в периферийных устройствах 122.5С. Скорости на входе определялись по средней скорости в тепловыделяющих сборках. Данные соответствуют опыту № 5 из [3]. Расчет проводился на кластере Ломоносов на 512 процессорах в течении 72 часов с шагом по времени 7 микросекунд. Осреднение проводилось по интервалу 4-12.5 секунды.



Рис. 2. Сетка и поведение разности между температурой в произвольной точке и входной температурой в зависимости от удаления от центра струи в различных сечениях по оси z, мм: 0 (a); 100(б) и 200 (в); ромбики – эксперимент, точки – результаты численного моделирования.



Рис. 3. Вид полей температуры (а), осевой скорости (б) и модуля ротора скорости (в) в плоскости симметрии струи.



Рис. 4. Распределение средних значений температуры.

- Головизнин В.М.,Зайцев М.А.,Карабасов А.С., Towards Empiricism-Free Large Eddy Simulations for T-Junction Benchmark Problems, CFD FOR NUCLEAR REACTOR SAFETY APPLICATION (CFD4NRS-3) WORKSHOP, США, г. Вашингтон, 14-16 сентября 2010, р. 104.
- 2. CFD FOR NUCLEAR REACTOR SAFETY APPLICATION (CFD4NRS-3) WORKSHOP, США, г. Вашингтон, 14-16 сентября 2010, pp. 138.
- 3. А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, А.П. Сорокин, Н.А. Денисова, А.Б. Мужанов, Е.Ф. Иванов Некоторые вопросы смешения разнотемпературных струй теплоносителя над активной зоной быстрого реактора., ГНЦ РФ-ФЭИ, г. Обнинск.

Численное моделирование экспериментов по размытию стратифицированного слоя гелия

Иванов И.В., студент 5 курса МФТИ Научный руководитель: к.ф-м.н. Филиппов А.С. Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН тел.: +79167255586, эл. почта: ilyander@yandex.ru

1. Введение

При тяжёлой аварии с течью из первого контура водо-водяного реактора в пространство под защитной оболочкой (3O) выходят в больших количествах пар и водород. Количество выходящего газа достаточно для того, чтобы давление в 3O превысило порог её разрушения. Водород может скапливаться в верхней части помещений (стратификация) в концентрациях, превышающих порог воспламенения воздушно-водородной смеси (4% и более), что также создаёт угрозу целостности оболочки. Эти явления изучаются в большом количестве исследовательских программ, одной из которых является международный проект HYMERES [3]. В числе основных задач проекта стоит изучение разрушения стратификации в разных условиях. При подготовке экспериментов активно используется численное моделирование. Настоящая работа посвящена моделированию трех из них.

2. Постановка задачи

В планируемом эксперименте проекта HYMERES [3] на установке PANDA [2] исследуется размытие стратифицированного слоя гелия струей пара. Установка PANDA представляет собой 2 цилиндрических сосуда диаметром 4м и высотой 8м, соединенных трубопроводом диаметром 1м. Необходимо провести расчеты режимов для предварительной оценки влияния размеров преграды с отверстием (выбрать ту, которая максимально замедляет перемешивание), массового расхода пара и температуры размывающего газа на время полного перемешивания.

В исходном состоянии в экспериментах HP1_6 и HP1_7 (рис.1) в верхнем слое (выше 6м) находится 75% пара и 25% гелия. В остальном объеме находится только пар. Начальная температура в сосудах 108°С. Давление в течение расчетов поддерживается равным 1.3 бара за счет вентиляции. На высоте 4м на центральной оси сосуда 1 находится впускная труба диаметром 0.2м, впускающая пар при T=150°С вертикально вверх с массовыми расходами 60г/с, 45г/с или 30г/с. На 1м выше трубы находится круглая пластина с отверстием. Диаметр пластины варьирууется в пределах 40-90см, диаметр отверстия – от 20 до 60см.

Описанная постановка эксперимента позволяет его моделировать с помощью только одного сосуда, в двумерной осесимметричной геометрии. Были проведены вариантные расчеты для различных параметров пластины и отверстия и при разных массовых расходах вдува пара. Варианты расчетов представлены в таблице 1 (все размеры в метрах).



Рис.1. Схема установки PANDA

Таолина 1. рарианты расчетов	Таблица	1.	Ba	рианты	расчетов
------------------------------	---------	----	----	--------	----------

название	D пластины	D отверстия	Расход пара, г/с
А	-	-	60
B1	0.9	0.2	60
B2	0.9	0.6	60
C1	0.9	0.2	45
C2	0.9	0.2	30
C1A	-	-	45
C2A	-	-	30

Эксперимент HP1_8 отличается от предыдущих наличием конденсации. Начальная температура 100°С. В верхнем слое – 25% гелия, 56% пара и 19% воздуха. В остальном объеме – 75% пара и 25% воздуха. Варьируемые параметры:

-температура вводимого пара (120°С и 150°С),

-массовый расход (30г/с, 45г/с, 60г/с).

3. Результаты расчетов

Эксперимент НР1 6

Основной интерес представляет влияние конфигураций пластины на время полного размытия гелия. На рис.2 представлены зависимости максимальной мольной доли гелия в верхней части сосуда 1 от времени, полученных в расчетах вариантов A, B1, B2. Видно, что время размытия увеличивается при уменьшении диаметра отверстия в центре пластины и практически не зависит от ширины пластины.

Для лучшего понимания картины размытия на рис.3-4 представлены графики зависимости мольной доли гелия от времени для датчиков, расположенных на центральной оси сосуда на различных высотных отметках (указаны на графиках, размеры в метрах). Видно, что размытие происходит слоями, т.е. постепенно, с сохранением стратификации. Сначала начинает размываться нижняя часть стратифицированного слоя, затем постепенное размытие наблюдается на больших высотах. На высотах, где гелия изначально не было, он появляется со временем в процессе размывания верхнего слоя газа. В определенный момент времени, как следует из представленных графиков, мольные доли гелия становятся равными на всех высотных отметках, что соответствует полному перемешиванию.

Существенная особенность состоит в резком спаде во времени мольной доли гелия под куполом сосуда. Это связано с истощением гелия, когда струя пара не рассеивается в нижней части стратифицированного слоя, а достигает крышки сосуда (качественно наблюдается на рис.5).



Рис.2. Влияние преграды на перемешивание

Рис.5. Мольные доли гелия в различные моменты времени



Рис.3 Расчет А

Рис.4. Расчет В1

Эксперимент НР1_7

В этом эксперименте сравнивалось влияние массового расхода пара на время полного размытия.



Расчеты произведены для пластины с максимальной шириной и минимальным отверстием, а также без пластины. На рис.6 сопоставлены результаты для сеток с пластиной и без нее с массовым расходом 60г/с (А и В1), 45г/с (С1А и С1) и 30г/с (С2А и С2). Наблюдается сильная зависимость от расхода, причем чем он больше, тем быстрее наступает полное перемешивание (примерно во столько же раз). Наклон кривой также зависит от расхода: при большем времени размытия кривые более пологие. Заметно, что уменьшение расхода замедляет размытие эффективнее, чем наличие преграды.

Рис.6 Влияние массового расхода пара на время полного размытия

Масштабирование результатов

Время перемешивания зависит от безразмерного параметра – модифицированного числа Фруда, введенного в [4], близкого к числу Фруда. Этот параметр позволяет оценить относительное влияние инерционных и гравитационных сил и вычисляется на границе между паром и облаком стратифицированного гелия по формуле: Δ

$$Fr = \frac{U}{NL}$$
,
где $U = 6.2U_{inj} \frac{D_{inj}}{z}$, L=0.164z, $N = \sqrt{\frac{g * \Delta \rho}{\rho * \Delta z}}$.

В таблице 2 сопоставлены времена полного размытия и соответствующие им параметры Фруда.

Название	Число Фруда	Время перемешивания, с
А	16.4	320
C1A	11.3	710
C2A	7	1430

Таблица 2. Времена полного размытия и соответствующие им параметры Фруда

Эксперимент НР1_8

В этом эксперименте сравнивалось влияние массового расхода пара и температуры инжекции на время полного размытия при наличии конденсации. На рис.7 приведены кривые для 6 расчетов (первая цифра – массовый расход в г/с, вторая – температура инжекции). Наблюдается сильная зависимость от обоих параметров, увеличение температуры на 30°С дает такой же эффект, как и увеличение массового расхода на 15г/с.



Рис. 7. Влияние расхода и температуры на время размытия при наличии конденсации

4. Заключение

Проведены предтестовые расчеты для планируемых экспериментов HP1_6, HP1_7 и HP1_8. Была определена степень влияния исследуемых параметров на скорость размытия стратифицированного слоя гелия, и даны рекомендации по подбору пластины для эксперимента. Показано, что:

- 1. Время размытия незначительно убывает с увеличением ширины пластины
- 2. Время размытия заметно возрастает при уменьшении диаметра отверстия
- 3. Время размытия очень сильно возрастает с увеличением массового расхода размывающего газа
- 4. Время размытия заметно уменьшается при увеличении температуры размывающего газа
- 5. Скорость размытия хорошо описывается числом Фруда.

В соответствии с задачами эксперимента HP1_6 [3] оптимальной оказывается пластина с максимальным диаметром (0,9м) и минимальным отверстием (0,2м).

- 1. ANSYS Fluent 14 Theory guide, 2011
- 2. ERCOSAM PANDA facility description, PSI, 2013r.
- 3. OECD/NEA HYMERES PROJECT Proposal of scoping calculations for vertical jet tests (series HP1-b), PSI, 2013
- 4. OECD SETH II PROJECT, 2009

Детальный расчёт поля энерговыделения в РУ БН

Ивченко Д.В., студент 5 курса НИЯУ МИФИ

Научный руководитель: д.т.н. Селезнёв Е.Ф.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел: (916) 233-80-72, эл.почта: ivchenko.dmitriy@gmail.com

1. Введение

Программный комплекс ГЕФЕСТ создан для трёхмерного нейтронно-физического расчёта в многогрупповом диффузионном приближении РУ типа БН в обоснование их безопасной эксплуатации. В настоящее время эксплуатируется на БАЭС им. И.В. Курчатова с реактором БН-600. Комплекс предназначен для проведения нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов с натриевым теплоносителем с урановым, уран-плутониевым окисным и нитридным (единичные TBC) топливом. С помощью комплекса рассчитываются эффективный коэффициент размножения, выгорание топлива, коэффициенты реактивности, коэффициенты неравномерности энерговыделения и другие функционалы [1].

Решаемые задачи зависят от большого числа параметров. Помимо составов и геометрических характеристик модели, в задачах НФ необходимо получить и передать огромный объём «констант» (макро- и микросечений, параметров кинетики и других различных функционалов) зависящих от многих параметров. От выбора методик подготовки, хранения и представления данных зависит удобство использования расчётных программ и, в конечном счёте, их принятие или непринятие расчётчиками (пользователями). Стоит отметить, что автоматизированные средства ввода данных сокращают число возможных ошибок пользователей. Поэтому были созданы топливный архива (TA), архив сечений (AC) и инструментарии для работы с данными файлами.

На рисунке 1.1 представлена упрощённая схема взаимодействия топливного архива и расчётных программ. Наличие отдельного модуля для работы с архивом даёт возможность производить расчёты различных РУ (БН-600, БН-800, БН-1200) без вмешательства в исходный код расчётных программ, освобождая от необходимости его адаптации под конкретный реактор.



Рисунок 1.1 – Упрощённая блок-схема взаимодействия программ с ТА

Программный комплекс ГЕФЕСТ-800 создаётся на основе комплекса ГЕФЕСТ, предназначенного для НФ расчёта РУ БН-600. Модули комплекса перерабатываются с учётом их использования для расчётов различных реакторов с натриевым теплоносителем. Настоящая работа посвящена разработке модуля детального расчёта поля энерговыделения РУ БН, необходимого для формирования набора данных для теплогидравлического расчёта и вычисления коэффициентов неравномерности энерговыделения.

2. Методика расчёта

Существует два метода расчёта энерговыделения: через макросечения или через микросечения. Оба метода учитывают наличие различных каналов распада составного ядра (деление, захват, (n, 2n), (n, α)). Однако, первый метод не учитывает различия эффективных энерговыделений на разных актинидах, поэтому предпочтение отдано второму методу.

Наибольший вклад в энерговыделение приходится на реакцию деления (~97%), поэтому, для широкого круга задач допустимо исключить остальные каналы из рассмотрения. Особенностью реализованной методики является учёт радиационного захвата и (*n*,2*n*)-реакции. Согласно рекомендациям работы [2], энерговыделение в каждой расчётной ячейке определяется как:

$$Q = Q_f + Q_c - Q_{2n} - Q_L, \qquad (2.1)$$

где Q_{f} - энерговыделение при делении (без учета энергии, уносимой антинейтрино, испускаемыми при β-распадах осколков и энергии β-распадов с периодами полураспада больше трех лет); Q_{c} - энерговыделение при захвате (не только радиационном), вычисленное с учетом энергии β-распадов продуктов нейтронных реакций, обуславливающих захват (за вычетом энергии, уносимой нейтрино и антинейтрино); Q_{2n} - энергия, затрачиваемая на отделение второго нейтрона в реакции (*n*,2*n*); Q_{L} - энергия уносимая нейтронами, утекающими из зоны (может быть и отрицательной, если приток нейтронов в зону преобладает над утечкой).

При этом

$$Q_{f} = \sum_{i} \rho_{i} \sum_{g=1}^{26} E_{f,i}^{g} \sigma_{f,i}^{g} \varphi_{g} , \qquad (2.2)$$

где $E_{f,i}^{g}$ - эффективное энерговыделение нуклида *i* при делении нейтроном группы *g*.

$$Q_{c} = \sum_{i} \rho_{i} \sum_{g=1}^{26} E_{c,i}^{g} \sigma_{c,i}^{g} \varphi_{g}, \qquad (2.3)$$

где $E_{c,i}^{g}$ - эффективное энерговыделение при захвате нейтронов разных энергий на нуклиде *i*. Можно выделить два энергетических интервала (группы 1-4 и группы 5-26), в пределах которых эффективное энерговыделение при захвате изменяется слабо.

$$Q_{2n} = \sum_{i} \rho_{i} E_{2n,i} \sum_{g=1}^{4} \sigma_{2n,i}^{g} \varphi_{g} , \qquad (2.4)$$

где $E_{2n,i}$ - затраты энергии на отделение второго нейтрона в реакции (n, 2n).

$$Q_{L} = \sum_{g=1}^{26} \bar{E}_{g} J_{g} , \qquad (2.5)$$

где E_g - средняя энергия нейтронов группы g; J_g - утечка нейтронов группы g из рассматриваемой зоны.

3. Данные для расчёта

Согласно формулам (2.1)-(2.5) для расчёта энерговыделения необходимо знать групповые потоки во всех расчётных ячейках, концентрации нуклидов, микросечения реакций деления, радиационного захвата и реакции (*n*,2*n*), а так же эффективные энерговыделения всех нуклидов в данных реакциях.

В модуле детального расчёта энерговыделения реализовано чтение ядерных концентраций и данных о геометрии из топливного архива. Чтение микросечений осуществляется из архива сечений. Так как архив сечений содержит только микросечения для двадцати пяти наиболее существенных актинидов, недостающая информация о сечениях набирается из библиотеки БНАБ-93. Эффективные энерговыделения так же берутся из БНАБ-93. Потоки рассчитываются модулем НЕХН.

Решение задачи выгорания, реализованное в программном комплексе ГЕФЕСТ, требует учета большего числа нуклидов, чем содержится в библиотеке БНАБ-93. Поэтому имеет место проблема отсутствия данных по дополнительным нуклидам.

4. Заключение

Сформирован список необходимых для расчёта данных. Предложенная методика расчёта поля энерговыделения реализована на языке Intel Fortran. Произведено подключение расчётного модуля к топливному архиву и архиву сечений.

В дальнейшем, планируется осуществить набор недостающих данных, тестирование модуля и его подключение к программным комплексам ГЕФЕСТ-800 и ЕВКЛИД.

- Селезнёв Е.Ф., Белов А.А., Белоусов В.И., Панова И.С., Емельянова О.В. Адаптация программного комплекса нейтронно-физического расчёта «ГЕФЕСТ» под эксплуатацию тепловыделяющих сборок (ТВС) с нитридным топливом. Описание применения модернизированного программного комплекса нейтронно-физического расчета «ГЕФЕСТ». Отчёт ИБРАЭ РАН: М, 2013, 83с.
- 2. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. М.: Энергоатомиздат, 1981, 200с..

Распределение нейтронов деления в слабосвязанной системе в задачах на критичность

Кизуб П.А., инженер-исследователь ИБРАЭ РАН Научный руководитель: зав.лаб. ИБРАЭ РАН Митенкова Е.Ф. тел: (495)955-23-54, эл. почта: kizub@ibrae.ac.ru

Введение

В данной работе исследуется распределение нейтронов деления в слабосвязанной системе при решении задачи на критичность. Традиционно расчеты на критичность связаны с вычислением коэффициента эффективного размножения нейтронов $K_{3\phi}$. При этом расчет нейтронных потоков и нейтронно-физических характеристик, представляющих собой свертку нейтронного потока с ядернофизическими данными (энерговыделение, скорости реакций деления (n, f), поглощения (n, γ) , рассеяния и др.), является отдельной задачей. Усредненный поток нейтронов F в объеме V, определяется как:

$$F = \frac{1}{V} \int dE \int dt \int dV \int d\Omega \Psi(\vec{r}, \hat{\Omega}, E, t)$$
, где

 $\vec{r}, \hat{\Omega}, E, t$ - вектор положения, вектор направления частицы, энергия и время; Ψ – угловой поток.

Скорость реакции типа *R* рассчитывается как:

$$w_{R} = C \int dE \int dt \int dV \int d\Omega \sigma_{R}(E) \Psi(\vec{r}, \hat{\Omega}, E, t)$$
, где

 σ_R – микроскопическое сечение взаимодействия для реакции типа R, которое берется из стандартных библиотек констант; C – нормировочная константа, зависящая от атомной плотности материала и объема ячейки.

Корректность распределений нейтронных потоков и скоростей реакций, зависит от распределения нейтронов деления.

Проблема корректного расчета $K_{s\phi}$ при использовании методов Монте-Карло для слабосвязанных систем впервые была сформулирована в [1]. Позднее экспертная группа OECD/NEA определила задачи [2] для отработки методики расчета $K_{s\phi}$ в таких системах с целью минимизации временных затрат для выхода на асимптотику. При этом анализ распределения нейтронов деления и скорости реакции деления при различных составах композиционных материалов не рассматривался. В данной работе для системы типа «Шахматная доска» исследуется распределение нейтронов деления при малых изменениях композиционного состава материалов.

Описание модели

Модель «Шахматная доска» (рис.1) состоит из трех рядов, в которых в шахматном порядке размещены ТВС и ячейки, заполненные водой. Систему, длина которой 7280 мм, ограничивает с трех сторон бетонные стенки толщиной 400 мм, а с четвертой стороны – слой воды толщиной 300 мм. Квадратная ТВС размером 270 мм с твэлами, размещенными по квадратной решетке 15×15 с шагом 14 мм, находится в стальном кожухе толщиной 5 мм с зазором 25 мм, заполненным водой. В качестве топлива используется свежее диоксидурановое топливо с обогащением 3,5%. Расчеты проводятся с помощью кода МСNP5 [3] для трехмерной модели с потвэльным описанием геометрии. Все характеристики твэлов взяты из [2]. Высота твэлов – 3600 мм, высота стенок- 4200 мм Исследования проводятся для стандартного состава бетона (состав 1) из [2] и для другого состава с добавлением железа [4] (состав 2).



Рис. 1. Модель «Шахматная доска»

Результаты

Расчеты скорости реакции деления (R_f) для описанной модели проводятся с равномерным начальным источником нейтронов (источник задается из центральных твэлов всех топливных ячеек) при 1000 и 20 000 нейтронов в поколении ($N_{gen} = 1000$ и 20 000н). Полученные значения коэффициента эффективного размножения (K_{∞}) составляют ~0.8883 и ~0.8895, что согласуется с [5].

Скорости реакции деления нормируются таким образом, что сумма скоростей деления по всем топливным ячейкам составляет единицу. Вид R_f -распределения при обоих N_{gen} во всех рядах системы аналогичен – для каждого ряда наибольшие значения достигаются в крайних левых ячейках и далее R_f монотонно спадает [4]. Максимальное значение R_f во всей системе приходится на ячейку (1,3). При 1000 нейтронах в поколении значение R_f для данной ячейки составляет ~0.23, что существенно меньше значения 0.4 при корректном распределении [5]. При 20 000 нейтронах в поколении получено близкое значение к корректному – 0.38.

 R_{f} -распределение при обоих N_{gen} устойчиво к увеличению статистики (*NPS*) и не меняется, начиная с *NPS* = 200 млн. Значение R_{f} в ячейке (1,3) устойчиво, начиная с *NPS* = 200 и 700 млн. при N_{gen} = 1000 и 20 000н, соответственно. Таким образом, значение R_{f} в ячейке (1,3) при 1000 нейтронах в поколении является устойчивым, но при этом некорректным; а при 20 000 нейтронах в поколении – устойчивым и корректным.

Полученные R_f -распределения могут соответствовать или не соответствовать распределению нейтронов деления в MCNP (*SRC*-источнику нейтронов) при одинаковых *NPS*. Источник нейтронов анализируется вдоль оси x, поэтому проводится выборка точек деления в порядке увеличения их x-координат с определением количества точек, попадающих в интервалы (x, $x+\Delta x$). *SRC*-источник отображается в виде гистограмм, полученных в результате усреднения числа нейтронов по ширине системы.

При 1000 нейтронах в поколении, когда R_f -распределение устойчиво, начиная с NPS = 200 млн. – SRC-источник не устойчив (рис.2). Все точки деления могут находиться при одном значении NPS в левой половине системы, а при большем NPS – в правой половине, и наоборот. Таким образом, при одном и том же R_f -распределении оказывается сильно меняющееся распределение SRC-источника нейтронов.

Распределение *SRC*-источника нейтронов при $N_{gen} = 20\,000$ н становится неизменным уже с *NPS*=100 млн. и соответствует R_{f} -распределению (рис.3).



Рис. 2. SRC-источник нейтронов при $N_{gen} = 1000$ н для NPS = 100 млн., 400 млн. и 1.7 млрд.



Рис. 3. SRC-источник нейтронов при $N_{gen} = 20\ 000$ н для NPS = 100 млн.

Полученные результаты подтверждают, что сходимость *SRC*-источника рассматриваемой системы при исходных композиционных материалах [2] является обоснованием получения корректного R_{f} -распределения. Интересно исследовать сходимость SRC-источника при малых изменениях изотопного состава бетона (с составом 2).

Для бетона с составом 2 в результате расчетов при $N_{gen} = 20\,000$ и 50 000н получен качественно другой характер R_f -распределения [4]. Второй ряд системы превышает третий по числу делений и максимальное значение R_f приходится на середину второго ряда (ячейка (10,2)). R_f -распределение устойчиво к увеличению статистики – его вид остается неизменным при расчетах даже для NPS=10 млрд. Значение K_{∞} составляет ~ 0.8851. Причем даже задание начального источника в левой части системы (источник 5LP – из пяти крайних левых TBC) не приводит к R_f -распределению аналогичному для исходного бетона. Характер R_f -распределения при начальном источнике 5LP становится схожим с распределением для равномерного начального источника для NPS=2 млрд. Полученное R_f -распределение не является физически обоснованным, поэтому считается некорректным.

SRC-источник нейтронов при измененном составе бетона устойчив, начиная с *NPS* = 200 млн. Распределение точек деления охватывает всю топливную часть системы, как при равномерном, так и при 5LP начальном источнике нейтронов (рис.4). При этом полученное распределение нейтронов деления является устойчивым и отражает некорректное R_{f} -распределение при достаточно высоких статистических параметрах расчета: число нейтронов в поколении варьируется до 100 000 и общая статистика расчетов достигает 10 млрд. историй.





Выводы

В расчетах слабосвязанной системы «Шахматная доска» при устойчивом распределении нейтронов деления получены как корректные, так и некорректные R_{f} -распределения. При варьировании статистических параметров в широком диапазоне от 1000 до 100 000 нейтронов в поколении при достаточной статистике ~10 млрд. положение максимума в R_{f} -распределении несколько меняется, но само R_{f} -распределение остается некорректным. Таким образом, устойчивое распределение нейтронов деления является необходимым, но не достаточным условием получения корректного R_{f} -распределения.

Проведенный анализ распределения нейтронов деления показывает необходимость дальнейших исследований, включая анализ формируемых матриц деления. Предполагается изучение матриц деления с учетом влияния малых возмущений в системе, определение критериев сходимости R_f -распределений и реализация соответствующих вычислительных процедур.

- 1. Whitesides G.E., "A Difficulty in Computing the k-effective of the World". Trans. Am. Nucl. Soc., 1971, v. 14, p.680.
- 2. Smith N. (ed), "OECD/NEA Source Convergence Benchmark 1: Checkerboard storage of assemblies". AEA Technology, UK, 2002.
- X-5 Monte Carlo Team, "MCNP a General Monte Carlo N-Particale Transport Code, Version 5"., LA-UR-03-1987, April 2003.
- 4. Митенкова Е.Ф., Колташев Д.А., Кизуб П.А., "Распределение скорости реакции деления в слабосвязанной системе для тестовой модели «Шахматная доска»". // Атомная энергия (в печати), 2014.
- Blomquist R., Nouri A., Amirshav M. e.a., "OECD/NEA Source Convergence Benchmark Program: Overview and Summary of Results". Proceedings of the Seventh International Conference on Nuclear Criticality Safety, Tokai, Ibaraki, Japan, 20-24 October 2003, v.1, p.278–282.

Модуль восстановления параметров атмосферного выброса для программного комплекса ПРОЛОГ

Киселев А.А., инженер ИБРАЭ РАН

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: aak@ibrae.ac.ru

1. Введение

В случае возникновения радиационных аварий, при которых произошел выброс радиоактивных веществ в атмосферу, необходимо быстро и четко определить целесообразность применения защитных мероприятий и области их применения [1]. Такие оценки проводятся на основе результатов расчетов переноса радионуклидов в атмосфере, их осаждения и дозовых воздействий и на основании норм радиационной безопасности [2], проводимых программными комплексами (см. например НОСТРАДАМУС, РЕКАС, SULTAN, GENGAUS [3], ПРОЛОГ[4] и др.).

Однако использование таких программ при анализе реальных аварий затруднено в связи с дефицитом исходных данных, необходимых для проведения расчетов на начальной фазе развития аварии. Для их получения, как правило, требуется время, которое является критическим фактором при принятии решений по применению защитных мероприятий. В связи с этим актуальной является задача восстановления параметров атмосферного выброса (активность, высота подъема и др.) по данным натурных измерений радиационной обстановки. Такая задача решается, например, в программном средстве SULTAN[3], где по экспериментальным данным мощности дозы рассчитывается эквивалент активности выброса по I.

В настоящей работе приводятся основные результаты разработки модуля восстановления параметров атмосферного выброса путем адаптации метода нелинейного регрессионного анализа, широко использующегося в химической физики, для программного комплекса ПРОЛОГ, разработанного в ИБРАЭ РАН на основе гауссовой модели рассеивания веществ в атмосфере[5]. Его тестирование на модельных задачах[7], данных европейских экспериментов[6], натурных измерениях при авариях в бухте Чажме[8], на ПО Маяк[9] и при аварии на АЭС Фукусима[10] ранее показало высокую эффективность. Причем при анализе аварии на ПО Маяк[9] в силу больших неопределенностей в подборе дисперсного состава выброса была реализована простейшая версия этого модуля с использованием МНК, развитие которого и представлено в данной работе.

2. Программный комплекс «ПРОЛОГ»

Программный комплекс ПРОЛОГ разработан для проведения оперативных расчетов радиационной обстановки при кратковременных выбросах радиоактивных веществ в атмосферу в ближней зоне ЯРОО. В отличие от стандартных программ, он включает: возможность расчета полидисперсных аэрозолей, учет наличия близлежащих зданий и конечного размера облака в начале аварии, учет орографии местности, расчет эффективности проведения контрмер. Современный дружественный графический интерфейс, минимальное количество необходимой исходной информации по параметрам выброса и метеоусловиям позволяет использовать данный программный комплекс широкому кругу специалистов в области радиационной безопасности. Программный комплекс позволяет рассчитывать как классические дозовые функционалы, так и функционалы с учетом проводимых защитных мероприятий и функционалы для сопоставления с российскими и международными нормами радиационной безопасности.

В его основе лежит гауссова модель атмосферной диффузии, где проинтегрированная по времени концентрация описывается выражением:

2

$$q_{\Pi BK}(x, y, t) = \frac{Q \cdot e^{-\frac{y}{2\sigma_y^2}} \cdot F(x)}{2\pi \cdot \sigma_y \sigma_z U} \cdot \left[e^{-\frac{(z-h)^2}{2\sigma_z^2}} + e^{-\frac{(z+h)^2}{2\sigma_z^2}} + A_J(x, 0) \right]$$
(1)

где Q - активность источника, Бк; U - скорость ветра в слое, м/с; $\sigma_x, \sigma_y, \sigma_z$ - горизонтальные и вертикальные дисперсии, м; h - эффективная высота подъема облака, м; F(x) - функция обеднения источника, рассчитываемая по формуле:

$$F(x) = \exp\left(-\lambda_{w} \cdot \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\lambda_{r} \cdot \frac{x}{U}\right) \exp\left[-\sqrt{\frac{2}{\pi}} \cdot \frac{V_{d}}{U} \cdot \int_{0}^{x} \frac{1}{\sigma_{z}(\chi)} \cdot \exp\left(-\frac{h^{2}}{2\sigma_{z}^{2}(\chi)}\right) d\chi\right]$$
(2)

где $\lambda_{\rm W}$ - коэффициент вымывания осадками, c^{-1} , $\lambda_{\rm r}$ - постоянная распада, c^{-1} , $V_{\rm d}$ - скорость сухого осаждения, м/с.

В такой постановке данные радиационной разведки могут быть определены исходя из модели с учетом того, что плотность поверхностных выпадений дается произведением $q_{\Pi BK}(x, y, t)$ и скорости сухого осаждения, а мощность дозы – свертка поверхностных выпадений по всем радионуклидам с соответствующими коэффициентами конверсии $B_s^m, m = 1, ..., M$:

$$\sum_{m=1}^{M} B_s^m D_m(x, y, t) = \tilde{\dot{H}}$$
(3)

3. Модуль восстановления параметров атмосферного выброса

3.1. Модель восстановления

Формулы (1) – (3) позволяют связать метеорологические параметры, данные о дисперсном составе выброса, данные о нуклидном составе выброса со значениями мощности дозы и плотности выпадений в точках пространства. Однако в большинстве случаев исходные данные можно определить лишь приближенно, поэтому основной задачей восстановления параметров выброса является определение неизвестных параметров $\vec{a} = (a_1, a_2, ..., a_p)^T$, с использованием данных радиационной разведки с целью дальнейшей экстраполяции результатов расчетов дозовых функционалов на всю область расчета. Следует отметить, что рассматривается стационарная задача[11] восстановления по данным измерений параметров радиационной обстановки на "свежих" поверхностных выпадениях радионуклидов, также предполагается, что облако прошло.

Рассматривается задача наименьших квадратов, в которой ищется минимум функционала:

$$Q(\vec{a}) = S(\vec{a}) = \sum_{i=1}^{N} w_i^2 (y_i - f_i)^2$$
⁽⁴⁾

где W_i - набор весов, известных для каждой точки наблюдений; y_i - данные радиационной разведки; f_i - результаты расчета посредством использования моделей программного комплекса ПРОЛОГ, основанные на формулах (1)-(3). Сильная неоднородность измерений перпендикулярно оси следа и наличие измерений разного типа (мощность дозы/плотность поверхностных выпадений) приводит к необходимости использования метода последовательного байесового оценивания[12], заключающегося в разбиении данных измерений на серии с общими и частными параметрами. Разбиение на серии проводится по типу измерений и абсолютной величине измеренных значений в серии, которые не должны отличаться в одной серии более чем на два порядка величины. Далее проводится последовательная минимизация (4) с учетом априорной информации, получаемой из результатов анализа предыдущей серии (апостериорные значения). В этом случае строится вектор априорных значений оценок параметров \vec{b} , считая общие элементы равными элементам вектора апостериорных оценок \vec{a} , а остальные элементы нулями. Теперь с учетом наличия априорной информации проводится минимизация:

$$Q(\vec{a}) = S(\vec{a}) + s_0^2 \left\lfloor N_0 + \left(\vec{a} - \vec{b}\right)^T \mathbf{H} \left(\vec{a} - \vec{b}\right) \right\rfloor,$$
(5)
где s_0^2 - априорная оценка взвешенной дисперсии, N_0 - априорное число степеней свободы для предыдущей серии, **H** - F-матрица общих элементов. На основе формулы (5) строится информационная матрица, пренебрегая вторыми производными по функции модели – квазилинейное приближение:

$$A_{a_k a_l} = \frac{1}{2} \frac{\partial^2 Q(\vec{a})}{\partial a_k \partial a_l} = \mathbf{V}^T \mathbf{V}, \ k, l = 1, ..., p$$
(6)

где р – число параметров серии, **V** - матрица $p \times N$, называемая функцией рассеяния точки (ФРТ):

$$V_{a_k i} = w_i \frac{\partial f\left(x_i, \vec{a}\right)}{\partial a_k} \tag{7}$$

С использованием (6) и (7) и алгоритма Левенберга — Марквардта проводится минимизация (5) и определяются оптимальные параметры, наиболее адекватно описывающие результаты радиационной разведки.

3.2. Тестирование модуля восстановления

Тестирование модуля проводилось на модельной задаче, путем моделирования натурных измерений в 12 точках погрешностью 30 %. На рис.1. представлено расположение точек измерений и источника. Проводились оценки активностей радионуклидов, входящих в состав выброса из источника (56.61733 СШ, 84.86629 ВД). Моделирование мощности дозы и плотности выпадений проводилось с использованием радионуклидного состава в таблице 1. Для проведения прямого расчета брались следующие параметры атмосферы:

- категория устойчивости С;
- скорость ветра на высоте флюгера 3 м/с;
- осадки отсутствуют;
- шероховатость подстилающей поверхности 0.1 м/с;
- высота подъема облака 120 м;
- Направление ветра 312.44°.

При восстановлении были заданы неизвестными высота подъема облака с диапазоном возможных значений от 10 до 300 м, направление ветра с диапазоном возможных значений от 300° до 350° и активности радионуклидов в выбросе (стартовые значения и диапазоны возможного изменения представлены в таблице 1). В результате восстановления были получены активности радионуклидов в выбросе (таблица 1), оптимальная высота – 180 м и оптимальный угол – 312.32, что хорошо (с учетом неопределенностей задачи) согласуется с данными прямой задачи.



Рис. 1. Точки измерения радиационной обстановки и источник радиоактивного загрязнения [14]

	Данные расчетного модуля, Бк				
Радионуклид	Мин. знач.	Макс. знач.		Deerver men mediemer	Значение в прямой
	диапазона	диапазона		результат работы	задаче, Бк
	варьирования	варьирования	значение	расчетного модуля	
Zr-95	1.0E+12	2.0E+15	1.0E+13	4.3E+14	3.6e+14
Nb-95	1.0E+12	2.0E+15	1.0E+13	1.34e+14	1.5e+14
Co-60	1.0E+11	2.0E+15	1.0E+13	1.1e+12	1.2e+12
Cs-137	1.0E+11	2.0E+15	1.0E+13	2.8e+12	2.7e+12

Таблица 1. Радионуклидный состав тестового расчета

4. Заключение

Для задач обеспечения безопасного функционирования объектов ядерной энергетики при возникновении радиационных аварий, связанных с атмосферными выбросами, была реализована модель для восстановления параметров выброса по данным натурных измерений при радиационной разведке. В его основе лежит модель нелинейного регрессионного анализа, адаптированная для использования в системе моделей программного комплекса ПРОЛОГ.

Тестирование на модельных задачах показало хорошее совпадение результатов восстановления с изначально заложенными параметрами. При этом рассматривались данные плотности выпадений и мощности дозы, что в условиях чрезвычайной ситуации не всегда имеет место (как правило, на ранней фазе развития аварии имеются данные только о мощности дозы). Поэтому в расчетный модуль интегрированы данные о соотношениях активностей радионуклидов по окончании топливного цикла, при эксплуатации основных типов отечественных реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-1000, РБМК-1000[13], что позволяет рассматривать данные только об измерениях мощности дозы.

- 1. Методика подготовки к реагированию на ядерные или радиационные аварии. IAEA-TECDOC-953/R, 1998.
- 2. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). СП 2.6.1.2523-09. 2.6.1 Ионизирующее излучение, радиационная безопасность. Минздрав России, 2009 116 с.
- Положение о повышении точности прогностических оценок радиационных характеристик радиоактивного загрязнения окружающей среды и дозовых нагрузок на персонал и население. РБ-053-10, Ростехнадзор, приказ от 8 июня 2010 г. N 465.
- 4. С.А. Богатов, А.А. Киселев, А.М. Шведов "Методические подходы для оценок радиационной обстановки, ожидаемого облучения и эффективности контрмер при кратковременных выбросах радиоактивных веществ в атмосферу в модели ПРОЛОГ": Препринт ИБРАЭ №IBRAE-2011-02, 2011.
- 5. Методика расчета рассеяния загрязняющих веществ в атмосфере при аварийных выбросах. РД 52.18.717–2009. Обнинск, ООО «ПРИНТ-СЕРВИС», 2009.
- С.А. Богатов, А.А Киселев Тестирование программного комплекса ПРОЛОГ на базе результатов расчетов параметров радиационной обстановки аттестованными программными средствами Сборник трудов XIV научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН, 25-26 апреля 2013 г. - Москва: ИБРАЭ РАН, 2013. – сс 104-108.
- С.А. Богатов, А.А Киселев Разработка программного комплекса «ПРОЛОГ» и тестирование его расчетных модулей Сборник трудов XIII научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН, 26-27 апреля 2012 г. - Москва: ИБРАЭ РАН, 2012. – сс 66-70.
- 8. С.А. Богатов, А.А Киселев "Моделирование распространения радионуклидов при аварии в бухте Чажме с учетом полидисперсности и орографии местности". Атомная энергия. 2012. № 112. С. 233-236.
- 9. С.А. Богатов, А.А. Киселев, А.Л. Крылов Реконструкция восточно-уральского радиоактивного следа с помощью программного комплекса ПРОЛОГ. Атомная энергия, 2013, т. 115, вып. 5, с. 275 279.
- Р.В. Арутюнян, Р.И. Бакин, К.С. Долганов, А.А. Киселев, А.В. Ткаченко, Д.Ю. Томащик, С.В. Цаун Реконструкция северо-западного радиоактивного следа при аварии на АЭС "Фукусима-1" (Япония) с помощью программных комплексов СОКРАТ/ВЗ и ПРОЛОГ. – Атомная энергия, 2014, т. 116, вып. 3
- 11. D.Wade, I. Senocak Stochastic reconstruction of multiple source atmospheric contaminant dispersion events. Atmospheric Environment. V 74, 2013, pp 45–51.
- 12. А.Л. Померанцев Методы нелинейного регрессионного анализа для моделирования кинетики химических и физических процессов. Дисс. на соискание ученой степени д. ф.м. н., Москва 2003.
- 13. Справочник «Радиационные характеристики облученного ядерного топлива» (Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А., Сидоренко В.Д., Энергоатомиздат, 1983 год).
- 14. Картографические данные предоставлены http://www.openstreetmap.org

Подходы к планированию работ по выводу из эксплуатации объектов ядерного наследия в среднесрочной и долгосрочной перспективе

Ковальчук Д.В., м.н.с. ИБРАЭ РАН

Научные руководители: д.т.н. Линге И.И., к.ф.-м.н. Илюшкин А.И.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-29, эл. почта: kdv@ibrae.ac.ru

В период до 2070 года выводу из эксплуатации (далее – ВЭ) подлежат свыше 1500 объектов использования атомной энергии (ОИАЭ), связанных с прошлой деятельностью обороннопромышленного комплекса и эксплуатации атомных станций - так называемых объектов ядерного наследия. Ответственность за ликвидацию этих объектов закреплена за государством, общий объем обязательств измеряется триллионами рублей. Пики нагрузки на отрасль, связанной с началом работ по ВЭ очередных объектов приходятся на периоды 2020-2030 гг. и 2040-2050 годы. На рис. 1 представлена ожидаемая динамика вывода из эксплуатации ОИАЭ.

В зависимости от объемов финансирования темпы ведения работ по ВЭ могут меняться, соответственно будут меняться и темпы роста объема обязательств по ВЭ. Для сценария интенсивного решения проблем ЗСЖЦ (среднее время ВЭ ОИАЭ – 10 лет) уже в период 2020-2030 возможен выход на постепенное снижение объемов ядерного наследия при исключении накопления проблем в данной области. Для пессимистичного сценария (среднее время ВЭ – более 30 лет) достижение подобных показателей возможно не ранее 2040-2060 годов. Прогноз изменения количества остановленных и выводящихся из эксплуатации объектов в зависимости от среднего срока вывода из эксплуатации представлен на рис. 2.



Рис.1. Динамика ВЭ ОИАЭ



Рис. 2. Количество объектов остановленных и выводящихся из эксплуатации в зависимости от среднего срока ВЭ

В настоящий момент мероприятия, направленные на решения проблем ядерного наследия ведутся в рамках Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года», при этом планируется ее корректировка с расширением горизонта планирования и реализации на период 2016- 2025 годов. Программно-целевой подход позволяет формировать планы работ длительностью 5-10 лет, при этом специфика деятельности по ВЭ диктует необходимость более долгосрочного планирования. При этом потребности отрасли в части ВЭ значительно превышают объемы предусмотренных в рамках ФЦП ЯРБ средств. Для сравнения на рис. 2 приведен прогноз завершения работ по ВЭ с учетом сохранения темпов ФЦП ЯРБ (ВЭ ФЦП). В условиях ожидаемого «демографического взрыва» остановленных ОИАЭ и невозможности одновременного финансирования их вывода из эксплуатации, должна быть решена задача обоснованного и экономически эффективного планирования работ по приоритетным объектам. Для решения этой задачи сформулирован

подход к осуществлению долгосрочного планирования, который предполагает учет следующих двух факторов:

- Повышение уровня безопасности за счет приоритизации работ по ВЭ наиболее потенциально опасных объектов[1], т.е. объектов, при текущей эксплуатации которых вероятность возникновения тяжелой аварии остается наиболее высокой (например открытые водоемы-хранилища жидких радиоактивных отходов).
- При известном объеме работ не допустить неоправданного роста затрат на деятельность по ВЭ.

Основной вклад в стоимость будет составлять затраты на обращение с радиоактивными материалами W(t), включая последующее захоронение PAO (порядка 45 % стоимости для блоков AЭC с реактором BBЭP-440 [2]) и затраты E(t), связанные с обеспечением безопасности объекта и проведением практических работ с учетом инфляции. Рост последних в горизонте планирования 20 лет составит не менее 3х раз. Так же известно, что затраты на обращение с радиоактивными отходами, снижаются с течением времени вследствие естественного распада радионуклидов. Графики функций W(t) и E(t) представлены на рис. 3. Оптимальное время для проведения работ по ВЭ может быть оценено из графика E(t) + W(t). На рис.4 представлена аналогичная зависимость для радиационно опасного объекта, загрязненного долгоживущими радионуклидами.

Таким образом, с учетом состояния объекта и радионуклидного состава его загрязнений определяется благоприятный (с точки зрения безопасности и экономической эффективности) период для проведения работ, а так же оценивается допустимый временной резерв для начала практических работ по ВЭ.





Рис. 3 Зависимость стоимости работ по ВЭ от времени для короткоживущих радионуклидов

Рис. 4 Зависимость стоимости работ по ВЭ от времени для долгоживущих радионуклидов

В рамках данного подхода учитываются неопределенности, способные влиять на конечное построение области W(t)+E(t). К таким неопределенностям относятся погрешность определения накладных расходов с учетом фактора инфляции, за счет роста экономической изменчивости и нестабильности, а также погрешности определения радионуклидного состава и активности РАО. По предварительным оценкам значения погрешностей могут достигать 15-20%. Для повышения степени достоверности планирования осуществляется анализ чувствительности, с использованием сценарного моделирования. Проводится анализ чувствительности, в том числе определяется влияние моделируемых переменных на результаты прогноза. На основании оценки влияния формируется требование к степени достоверности информации. При необходимости период планирования сокращается, вплоть до отдельных этапов или видов деятельности по ВЭ [3].

- 1. Д.В. Бирюков, В.И. Дорогов, Т.А. Спивак, Д.В. Ковальчук «О ранжировании потенциальных источников радиационного риска» (В печати Вопросы радиационной безопасности № 3, 2013).
- 2. Енговатов И.А., Машкович В.П., Орлов Ю.В., Пологих Б.Г., Хлопкин Н.С., Цыпин С.Г. «Радиационная безопасность при выводе из эксплуатации реакторных установок гражданского и военного назначения» /Проект МНТЦ №465-97. ПАИМС 1999.\
- 3. «International structure for decommissioning costing (ISDC) of nuclear installations», ISBN 978-92-64-99173-6 OECD 2012

Верификация расчётного кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 на экспериментах со свинцово-висмутовым теплоносителем, проведённых в ОАО «НПО ЦКТИ»

Колобаева П.В., инженер ИБРАЭ РАН

Научные руководители: к.ф.-м.н. Алипченков В.М., к.ф.-м.н. Мосунова Н.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

1. Введение

В настоящее время в России и за рубежом активно развивается направление по созданию реакторных установок и экспериментальных стендов с тяжёлыми жидкометаллическими теплоносителями. В частности, в России в рамках Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010-2015 годов и на перспективу до 2020 года» разрабатываются технические проекты АЭС со свинцовым (БРЕСТ-ОД-300) и натриевым (БН-1200) теплоносителями. Обоснование безопасности разрабатываемых проектов проводится с помощью расчетных кодов. Неотъемлемой частью этого обоснования является проведение расчётов с использованием одномерных системных теплогидравлических кодов, позволяющих описывать процессы, протекающие в двухфазном теплоносителе, как в отдельных элементах, так и в установке в целом.

Одним из системных теплогидравлических кодов, который планируется использовать для обоснования безопасности новых проектируемых ядерных энергетических установок (ЯЭУ), является расчётный код HYDRA-IBRAE/LM/V1. В связи с тем, что по планам, зафиксированным в Дорожной карте, корректировка технических проектов БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 должна быть завершена в 2016 г., подача кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 применительно к БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 на аттестацию должна быть выполнена не позже 2015 года. Для этого в соответствии с требованиями ФГУ «НТЦ ЯРБ» необходимо провести полноценную верификацию кода и подготовить соответствующий верификационный отчёт. В настоящей работе рассматривается верификация кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 применительно к тяжёлым жидкометаллическим теплоносителям.

Следует отметить, что количество открытых публикаций, содержащих экспериментальные данные для тяжёлых жидкометаллических теплоносителей в объёме, достаточном для моделирования, крайне мало. В основном, это данные экспериментов, проведённых в последние годы за рубежом на установках с жидкометаллическими теплоносителями, таких как TALL (Швеция), CIRCE (Италия), HANS (Индия), LIFUS 5 (Италия), HELIOS (Корея) и других. Между тем в прошлом веке в России активно развивалось строительство ЯЭУ с тяжёлыми жидкометаллическими теплоносителями для атомных подводных лодок, проводились экспериментальные исследования тяжёлых жидких металлов, в том числе эвтектического сплава Pb-Bi. В связи с этим одной из актуальных задач становится подбор и оценка пригодности экспериментальных, полученных в 40–80-х гг. прошлого века в СССР, с точки зрения их применимости для верификации современных расчетных кодов.

Цель данной работы – провести анализ и оценку экспериментальных данных по исследованию теплоотдачи при обтекании гексагональной сборки с относительными шагами 1,08, 1,3 и 1,5 свинцововисмутовым теплоносителем, полученных в 1965 и 1967 годах в ОАО «НПО ЦКТИ» [1], и верификацию кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 на этих данных.

2. Общие сведения о расчетном коде HYDRA-IBRAE/LM/V1

Расчётный код HYDRA-IBRAE/LM/V1 предназначен для анализа нестационарных процессов в контурах АЭС с жидкометаллическими теплоносителями.

Течение двухфазной среды (пар, жидкость) с примесью неконденсируемых газов в теплогидравлическом коде HYDRA-IBRAE/LM/V1 описывается в неравновесном (по скоростям и температуре) двухжидкостном приближении. Газовая фаза состоит из пара и/или неконденсируемых газов.

Предполагается, что:

- давления жидкой и газовой фазы равны;
- неконденсируемые газы находятся в термодинамическом равновесии с паровой фазой теплоносителя;
- неконденсируемые газы удовлетворяют уравнению состояния идеального газа;
- плотность газовой фазы представляет собой сумму парциальных плотностей компонент;
- газовая фаза удовлетворяет закону Дальтона.

В связи с тем, что свинцовый и свинцово-висмутовый теплоносители в достаточно широком диапазоне давлений и температур можно рассматривать как однофазные жидкости (многофазность может быть обусловлена вскипанием, дегазацией или кристаллизацией теплоносителя), в настоящей версии кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 используются соотношения для расчёта потерь давления на трение и теплообмена со стенкой для свинца и свинца-висмута только в жидком состоянии. Данные корреляции получены, в основном, во ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» на основе анализа экспериментальных данных и включают в себя соотношения для описания ламинарного и турбулентного течения в круглой трубе и кольцевом зазоре, при обтекании пучка стержней под различными углами, в том числе при наличии дистанционирующей решётки и др.

3. Описание экспериментов, проведённых в ОАО «НПО ЦКТИ»

Экспериментальные исследования теплоотдачи и гидравлических потерь жидких металлов как перспективных теплоносителей для ядерных энергетических установок начались в конце 40-х годов прошлого века. Наибольший объём исследований был проведен в Советском Союзе. Основным центром этих исследований был Физико-энергетический институт (сейчас – ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ»), но наряду с ним значительный объём экспериментов был выполнен в ЦКТИ.

В 2012 г. ОАО «НПО ЦКТИ» в рамках государственного контракта между ГК «Росатом» и ИБРАЭ РАН был подготовлен отчёт, в котором представлен обзор экспериментальных исследований, проведённых в институте с эвтектическим сплавом Pb-Bi [2], а также описано качество имеющихся данных: наличие первичных данных, оценка погрешностей и т.д. На основании этого отчёта был составлен план совместных работ ОАО «НПО ЦКТИ» и ИБРАЭ РАН по последовательному анализу и верификации кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 на данных, которые могут использоваться для последующей аттестации кода применительно к РУ БРЕСТ-ОД-300.

В настоящем докладе рассматриваются работы ЦКТИ 1965 и 1967 годов, которые содержат первичные опытные данные по исследованию теплоотдачи при продольном обтекании пучков с гексагональной упаковкой с относительными шагами расположения труб 1,08; 1,3 и 1,5 [1]. Целью экспериментов было получение средних или локальных коэффициентов теплоотдачи в области стабилизированного теплообмена. Для этого в опытах измерялись следующие величины: температура стенки калориметра, температура теплоносителя на входе и выходе из пучка, температура теплоносителя в центральных ячейках на выходе из пучка (в некоторых опытах и температурное поле теплоносителя в поперечном сечении на участке стабилизированного теплообмена), расход теплоносителя, электрическая мощность калориметра и трубчатых нагревателей пучка.

Эксперименты проводились на жидкометаллическом стенде, представляющем собой контур со свинцово-висмутовым теплоносителем, циркуляция которого осуществлялась центробежными насосами. Рабочий участок представляет собой пакет труб диаметром 22 мм, центры которых расположены по решётке равностороннего треугольника с определенным относительным шагом (1,08; 1,3 и 1,5). Пакет труб помещался в цилиндрический кожух, который изолировался для компенсации потерь в окружающую среду. На внутренней поверхности кожуха размещались необогреваемые вкладыши труб, имитирующие в некоторой степени влияние на гидродинамику последующих рядов пучка. Размер вкладышей (а также внутренний диаметр кожуха) стремились подобрать таким образом, чтобы гидравлический диаметр пучка приближался к гидравлическому диаметру пучка с бесконечным числом труб. В таблице 1 приведены основные параметры экспериментов.

На основании измеренных величин температур на графики наносились поля температур стенки калориметра и теплоносителя по длине пучка. Температура поверхности определялась с учетом поправки показаний термопар на перепад температуры в стенке, возникающей за счёт заделки их на определённую глубину от поверхности. После определения температурного напора стенка-теплоноситель

рассчитывались коэффициенты теплоотдачи и строились зависимости числа Нуссельта от Пекле. За определяющую температуру теплоносителя принималась средняя температура теплоносителя в ячейках, окружающих калориметр.

Относительный шаг решетки	1,08	1,3	1,5
Скорость теплоносителя на входе, м/с	0,53 ÷ 1,48	0,16 ÷ 0,94	$0,07 \div 0,37$
Температура теплоносителя на входе, ⁰ С	186,1 ÷ 201	204,6 ÷ 218,2	191,4 ÷ 230,1
Плотность теплового потока центрального стрежня, кВт/м ²	90,7 ÷ 100	77,63 ÷ 151,42	96,53 ÷ 115,14
Плотность теплового потока боковых стрежней, кВт/м ²	84,89 ÷ 90,36	77,63 ÷ 151,42	96,53 ÷ 115,14

Таблица 1. Начальные параметры экспериментов

В соответствие с требованиями РД-03-34-2000 [3] экспериментальные данные для верификации расчётных кодов должны содержать информацию о методике проведения и программе экспериментов, краткий анализ возможных источников погрешностей, связанных с особенностями конструкции экспериментальной установки и результаты проверки баланса масс и энергии в основных элементах установки. Проведённый анализ показал, что с точки зрения требований РД-03-34-2000 экспериментальная информация, представленная в работе [1], содержит все необходимые данные для верификации теплогидравлических моделей кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 применительно к расчету пучков стержней с разными относительными шагами.

В следующем разделе представлены результаты моделирования экспериментов по исследованию теплоотдачи при продольном обтекании пучков гексагональной упаковкой с относительными шагами расположения труб 1,08; 1,3 и 1,5 расчетным кодом HYDRA-IBRAE/LM/V1.

4. Моделирование экспериментов ОАО «НПО ЦКТИ» по исследованию теплоотдачи в гексагональной сборке с разными относительными шагами

Для моделирования экспериментов, проведённых в ОАО «НПО ЦКТИ» с пучками труб с относительными шагами расположения труб 1,08; 1,3 и 1,5 [1], была составлена нодализационная схема, представляющая собой вертикально расположенную тепловыделяющую сборку из семи стержней, на входе (снизу) в которую подавался теплоноситель (задано граничное условие по расходу). На выходе было задано постоянное значение давления 4 МПа. Геометрические параметры и материалы центрального стержня-калориметра и боковых стержней описывались отдельно: в соответствие с экспериментом для каждого стержня было задано постоянное значение одинакового по высоте теплового потока в радиальном слое, моделирующем электрический нагреватель. Следующими слоями моделировалась изоляция из нитрида бора и оболочка стержня из нержавеющей стали. Наличие необогреваемых вкладок, имитирующих следующий ряд стержней в эксперименте, учитывалось при задании геометрических параметров кожуха (площади проходного сечения и периметра).



Puc.1. Расчетная зависимость числа Нуссельта от числа Пекле в сопоставлении с экспериментальными данными



Рис.2. Расчетные значения температур стенки калориметра по высоте в сопоставлении с экспериментальными

Для расчета пучков стержней с различными относительными шагами в коде HYDRA-IBRAE/LM/V1 реализованы замыкающие соотношения из [4], позволяющие рассчитывать числа Нуссельта с точностью 10 %. Для сравнения с экспериментальными данными в расчётах получены значения температур внешней поверхности центрального стержня по высоте и построены расчётные значения чисел Нуссельта и Пекле. На Рис.1 представлена зависимость Нуссельта от Пекле для сборки с относительным шагом 1,3, а также распределения температуры стенки калориметра по высоте сборки при нескольких значениях начальной температуры и скорости теплоносителя на входе (Рис. 2, а, б).

Средняя относительная погрешность расчёта температуры стенки не превышает 3 % для решетки с относительным шагом 1,08, 1,3 % – для решётки с шагом 1,3 и 1 %. для решётки с шагом 1,5.

5. Заключение

В данной работе проведен анализ и оценка экспериментальных данных по исследованию теплоотдачи при обтекании гексагональной сборки с шагами 1,08, 1,3 и 1,5 свинцово-висмутовым теплоносителем, полученных в 1965 и 1967 годах в ОАО «НПО ЦКТИ». Показано, что работа [1] содержит достаточно информации в соответствии с требованиями РД-03-34-2000 для проведения верификационных расчетов системными теплогидравлическими кодами.

На основе этих данных проведено моделирование экспериментов расчётным кодом HYDRA-IBRAE/LM/V1. В расчётах получены зависимости числа Нуссельта от числа Пекле, температуры стенки центрального стержня по высоте, которые хорошо согласуются с экспериментальными данными. Относительная погрешность расчётных значений температур стенки по высоте сборки не превышает 3 % в сравнении с экспериментальными, чисел Nu – 20 % для всех экспериментов. Следует отметить, что полученное значение относительной погрешности расчёта числа Nu превышает указанное в работе [4] в 2 раза. Результаты работы будут использоваться для подготовки верификационного отчёта кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 и подачи его на аттестацию.

- 1. Лебедев М.Е., Готовский М.А., Блинов М.А., Мухина И.С., Шемякина Е.П. Отчет о НИОКР «Подготовка данных по экспериментам, проведенным в ОАО «НПО ЦКТИ», в формате, пригодном для использования данных для верификации канального теплогидравлического расчетного кода». В рамках договора № 1084/2013/31115-13/10 от 01.04.2013. 2013 г. 22 с.
- 2. Готовский М.А., Лебедев М.Е., Завельская Е.В., Шемякина Е.П. Отчет о НИОКР «Обобщение результатов, проведенных в ОАО «НПО ЦКТИ» экспериментальных исследований теплоотдачи к эвтектическому сплаву свинец-висмут». В рамках договора № 258-12 / 10 от 02.07.2012. 2012 г. 33 с.
- Требования к составу и содержанию отчета о верификации и обосновании программных средств, применяемых для безопасности объектов использования атомной энергетики: [Утверждены приказом начальника Госатомнадзора России от 25 декабря 2000 г. №122] // РД-03-34-2000 – 2000 г. – 21 с.
- 4. Жуков А.В., Кириллов П.Л., Матюхин Н.М. Теплогидравлический расчёт ТВС быстрых реакторов с жидкометаллическим охлаждением. М.: Энергоатомиздат, 1985.

Особенности расчетов $K_{3\phi}$ и распределения скорости деления в слабосвязанных системах методом Монте-Карло

Колташев Д.А., аспирант 3 года ИБРАЭ РАН

Научные руководители: д.ф.-м.н.Стрижов В.Ф., к.ф.-м.н.Митенкова Е.Ф.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

Постановка задачи

В данной работе исследуются особенности расчетов эффективного коэффициента размножения нейтронов $K_{s\phi}$ и распределения скорости деления методом Монте-Карло для слабосвязанных систем. Слабосвязанные системы имеют специфику размещения топливных областей, при которой вероятность того, что нейтрон, рожденный в одной области, вызывает деление в соседней области системы, составляет менее 1%.

Проблема расчета значений $K_{s\phi}$ методом Монте-Карло для слабосвязанных систем была сформулирована Уайтсайдом в 1971 г [1] и обозначена как " K_{ef} of the World". Позднее в рамках ОЕСD были представлены тестовые задачи [2] для отработки методики получения корректного значения $K_{s\phi}$. В таких системах традиционно задачи на критичность связаны с получением устойчивого значения эффективного коэффициента размножения нейтронов. Для исследования нейтронно-физических характеристик определяемых, сверткой потоков нейтронов с ядерно-физическими данными необходимо проведение анализа распределения нейтронов деления.

В данной работе исследуется проблема определения расчетных параметров, обеспечивающих корректность и устойчивость распределения скорости деления в слабосвязанной системе для тестовой задачи «шахматная доска». Расчеты проведены с помощью кода MCU-FREE [3], разработанного в России (НИЦ КИ).

Описание модели

Рассматривается трехмерная модель хранилища ядерного топлива с TBC реактора LWR (рис. 1), состоящая из трех рядов с 24 ячейками в каждом, в которых в шахматном порядке размещены TBC и ячейки, заполненные водой. Квадратная TBC размером 270 мм находится в стальном кожухе толщиной 5 мм с зазором 25 мм, заполненным водой. Твэлы с диаметром 8,8 мм и толщиной циркониевой оболочки 0,5 мм размещаются в TBC в квадратной решетке 15x15 с шагом 14 мм. В качестве топлива используется свежее диоксидурановое топливо обогащением 3,5%. Система окружена с трех сторон бетонными стенками толщиной 400 мм и слоем воды 300 мм. Высота твэлов – 3600 мм, высота стенок – 4200 мм.



Рис. 1. Модель «Шахматная доска»: вода (С), бетон (Ш), ТВС (С)

Распределение скорости реакции деления

Код MCU-FREE позволяет рассчитывать различные функционалы потоков, нормированные на один нейтрон генерации. Все функционалы представляют свертки потока с различными ядерно-физическими данными:

$$I = \int_{\partial V} dr \int_{\partial \Omega} d\Omega \int_{\partial E} dE \varphi(r, \Omega, E) \Phi(r, \Omega, E)$$

где $dr d\Omega dE$ – область интегрирования в фазовом пространстве, определяемая радиус-вектором r, направлением скорости Ω и энергией E, $\varphi(r, \Omega, E)$ – весовая функция, определяющая тип рассчитываемого функционала, $\Phi(r, \Omega, E)$ – функция распределения потока нейтронов. Для расчета скоростей реакции в качестве весовой функции используется макроскопическое сечение ядерной реакции ($\varphi(r, E) = \sum_{n} (r, E)$):

$$R_n = \int \Sigma_n(r, E) \Phi(r, \Omega, E) dr d\Omega dE$$

Распределения скорости реакции деления (R_f -распределения) представлены для нормированных на единицу скоростей реакции деления во всей системе. Характерные порядные R_f -распределения (рис. 2) приведены для общей статистики NPS = 1,5 млрд. и 20000 нейтронов в поколении (N_{gen}) [4].



Рис. 2. R_f -распределения при $N_{gen} = 20000$ в рядах $I(\blacktriangle), 2(\blacksquare)$ и $3(\bullet)$

Во всех трех рядах R_f -распределения имеют схожий вид, а в рядах 2 и 3 практически совпадают. При этом для каждого ряда наибольшие значения достигаются в крайних левых ячейках. Максимальное значение 0,40 с погрешностью менее 0,1% достигается в ячейке 1 ряда 3. При этом значение $K_{s\phi}$ составляет ~ 0,8846. При расчетах по MCNP [5] получены аналогичные характер распределения и значение $K_{s\phi}$ [6]. Полученные результаты согласуются с [7, 8].

Исследование устойчивости результатов к параметрам расчета, источнику нейтронов и локальным особенностям системы является одним из обязательных этапов решения задач методом Монте-Карло. Даже в ячеечных расчетах [4, 9] прослеживается явная зависимость значений нейтронно-физических характеристик от типа источника нейтронов и статистических параметров расчета. Для модели «Шахматная доска» проведены расчеты (рис. 3) с равномерным источником, задаваемым для всех ТВС потвэльно (источник *U*) и только в центральных твэлах (источник *U C*).

Для U и U_C источников выход на асимптотическое значение ~ 0,4 происходит при $NPS \sim 1$ млрд. с $N_{gen} = 20000$ и с увеличением статистики до 5 млрд. значение скорости реакции не изменяется. При $N_{gen} = 1000$ и $NPS \sim 1$ млрд. для источников U_C и U асимптотические значения отличаются на ~ 10%. Анализ R_f –распределений позволяет утверждать, что $N_{gen} = 1000$ оказывается недостаточным для получения корректных R_f -распределений.



Рис. 3. Изменение скорости реакции деления в ячейке 1 с U_С источником при N_{gen} = 1000 (●) и 20000 (■), с U источником при N_{gen} = 20000 (▲)

Распределение скорости реакции деления в зависимости от материального состава бетона

Специфика слабосвязанных систем обуславливает необходимость анализа чувствительности расчетных нейтронно-физических характеристик к малым изменениям геометрических и материальных параметров. В этой связи анализируется характер R_f -распределений при локальных возмущениях, вызванных различными композиционными составами стенок модели, изменяющими отражающие свойства. Помимо бетона, используемого в "базовой" задаче [2], в расчетах используется железобетон и железобетон без магния («модельный» железобетон). Использование железобетона является типичным при исследовании защитных конструкций реакторов, а использование «модельного» железобетона без магния обусловлено методическими соображениями. Исходя из результатов, полученных задаче с бетоном, расчеты с железобетоном выполнены для $N_{gen} \ge 20000$ с равномерным начальным источником нейтронов U (рис 4.).



Рис. 4. Сравнительные R_f *-распределения при* $N_{gen} = 20000$ в системе с бетоном (•) и железобетоном (**I**)

При сохранении общего характера R_f -распределений для обеих задач в задаче с железобетоном наблюдается уменьшение максимального значения в ячейке 1 практически на порядок. Есть основания полагать, что основное влияние на изменение характера распределения оказывает изменение концентрации водорода в композиционном составе стенок модели.

Для оценки влияния отражающих особенностей стенок системы на R_f -распределения проведены расчеты в MCU-FREE и MCNP5 с композицией "модельный железобетон" и числом нейтронов в поколении до 100000 (рис. 5).

При $N_{gen} = 20000$ и 50000 R_f -распределения, полученные по кодам MCU-FREE и MCNP5, имеют схожий вид с максимумом в центральных ячейках 11-13. При увеличении числа нейтронов в поколении до 100000 максимум смещается влево, вид распределения качественно не изменяется.



Рис. 5. R_{f} -распределения в системе с "модельным" железобетоном по кодам: MCU-FREE при $N_{gen} = 20000$ (**●**), 50000 (**●**), 100000 (**▲**) и MCNP5 при $N_{gen} = 20000$ (**○**)

Заключение

Для задачи "Шахматная доска" значения эффективного коэффициента размножения нейтронов и распределения скорости деления, полученные в MCU-FREE, согласуются с результатами ранее опубликованных работ. При этом R_f -распределения демонстрируют сильную чувствительность к расчетным параметрам. Для базового варианта задачи при определенных параметрах статистики получены некорректные R_f -распределения при корректных значениях $K_{3\phi}$. Малые возмущения композиционного состава отражающих стенок модели приводит к получению качественно различных R_f -распределений. Слабосвязанные системы требуют дополнительный анализа малых возмущений геометрических, технологических параметров и композиционного состава материалов, а также исследований алгоритмических особенностей кодов Монте-Карло.

- Whitesides G.E., A difficulty in computing the k-effective of the World. Trans. Am. Nucl. Soc., 1971, v. 14, p. 680.
- 2. Smith N. e.a. OECD/NEA Source Convergence Benchmark 1: Checkerboard storage of assemblies. AEA Technology, UK, 2002.
- 3. Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А. и др. Статус МСU-5. ВАНТ, Сер. ФиТЯР, 2011, вып 4, с. 4—23.
- 4. Кизуб П.А., Колташев Д.А., Митенкова Е.Ф. Анализ нейтронно-физических характеристик в ячеечных расчетах реактора ВВЭР с использованием кодов MCNP5 и MCU-FREE: Препринт № IBRAE-2013-04. 23 с.
- X-5 Monte Carlo Team. MCNP a General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 5. LA-UR-03-1987, April 2003.
- 6. Митенкова Е.Ф., Колташев Д.А., Кизуб П.А. Распределение скорости реакции деления в слабосвязанной системе для тестовой модели "Шахматная доска".— Атомная энергия (в печати).
- 7. Олейник Д.С. Расчет слабосвязанных систем методом Монте-Карло.— Атомная энергия, 2005, т. 99, вып. 4, с. 256—264.
- Blomquist R.N., Amirshaw M., Hanlon D. e.a. Source Convergence in Criticality Safety Analysis, Phase I: Results of Four Test Problems. — OECD NEA No. 5431, 2006.
- Митенкова Е.Ф., Новиков Н.В. Технология прецизионных расчетов для решения нейтроннофизических задач ядерных реакторов.—Известия Российской Академии Наук, 2004, вып. 2, с.72—86.

Развитие вычислительных алгоритмов теплогидравлического модуля кода СОКРАТ-БН

Кузнецова М.Е., инженер ИБРАЭ РАН, Новосибирский филиал

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Новосибирский филиал

тел.: (383) 316-55-47, эл. почта: kuznetsovamarina89@gmail.com

1. Введение

Большинство расчетных кодов, предназначенных для обоснования безопасности ядерных реакторов, используют хорошо зарекомендовавшую себя двухжидкостную модель. Уравнения сохранения массы, энергии и импульса в рамках данной модели являются нелинейными, для численного решения системы уравнений методом конечных разностей, прибегают к процедуре линеаризации. Линеаризации имеет ограниченный характер, т. е. эквивалентность исходной нелинейной системы и её линейного приближения сохраняется лишь для ограниченных пространственных или временных масштабов системы. Для расширения области применимости линеаризованного уравнения необходимо использование специальных методик, позволяющих приблизить решение линеаризованного уравнения к решению нелинейного.

Данная работа посвящена развитию вычислительных алгоритмов для решения проблем, связанных ограниченной областью применимости используемых моделей.

2. Внедрение свободной библиотеки для решения разреженных систем линейных уравнений

Система уравнений, описывающая теплогидродинамические процессы в ячейке, включает в себя 6+ N_gas уравнений, общее число уравнений равно (6 + N_gas)·N_cell, где N_gas, N_cell – число неконденсируемых газов и ячеек в системе. Уравнения сохранения массы, энергии и импульса линеаризованы относительно основных независимых переменных $Y = \{\alpha_g, P, h_g, h_f, V_g, V_f, X_n\}$.

Например, уравнения сохранения массы газовой фазы в исходной форме записывается как

$$\frac{\partial}{\partial t} \left(\alpha \rho_g \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left(\alpha \rho_g V_g \right) = \Gamma + \Gamma_w$$

Если данное уравнение переписать в конечных разностях, то полученная система алгебраических уравнений будет нелинейной. К настоящему времени общего метода решения систем нелинейных уравнений не разработано. По этой причине производится линеаризация уравнений. Конечно-разностная аппроксимация линеаризованного уравнения сохранения массы газа

$$\rho_{g}\alpha\frac{\partial\alpha}{\partial t} + \alpha\frac{\partial\rho_{g}}{\partial P}\frac{\partial P}{\partial t} + \alpha\frac{\partial\rho_{g}}{\partial h_{g}}\frac{\partial h_{g}}{\partial t} + \alpha\frac{\partial\rho_{g}}{\partial X_{N}}\frac{\partial X_{N}}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial z}\left(\alpha\rho_{g}V_{g}\right) = \Gamma + \Gamma_{w}$$

позволяет свести задачу решения системы дифференциальных уравнений к решению системы линейных уравнений (СЛУ), которая может быть представлена в виде AY = B, где A – матрица коэффициентов, B – столбец свободных членов.

Полученная СЛУ разрешается с использованием встроенного в теплогидравлический модуль кода СОКРАТ-БН решателя., который имеет следующие недостатки:

- 1. Решатель требует фиксированный порядок коэффициентов при формировании матрицы.
- 2. Решатель использует блочную структуру матрицы коэффициентов, что не позволяет использовать различное количество переменных в разных расчетных ячейках.
- 3. Решатель не способен решить систему уравнений, для которой в матрице коэффициентов на главной диагонали возникают нулевые элементы.

В качестве альтернативы данному решателю в теплогидравлический модуль были встроены свободные библиотеки для решения разреженных систем уравнений SuperLU и LUSOL. Внедрение данных библиотек дает разработчикам большую свободу для внедрения моделей и модификации уравнений.

3. Метод уточнения решения линеаризованного уравнения

Как уже было упомянуто выше, при записи СЛУ используются линеаризованные уравнения, такой подход не учитывает, например, нелинейной зависимости плотности от давления и энтальпии, а, следовательно, область применимости данного подхода ограничивается условиями

$$0.5\Delta P \cdot \left(\partial \rho / \partial P\right)_{H} / \left(\partial^{2} \rho / \partial P^{2}\right)_{H} >> 1 й 0.5\Delta h \cdot \left(\partial \rho / \partial h\right)_{P} / \left(\partial^{2} \rho / \partial h^{2}\right)_{P} .>> 1$$

Для расширения области применимости необходимо учитывать квадратичные члены разложения, что позволит исключить ошибку линеаризации при достаточно больших временных шагах τ , когда указанные выше неравенства не выполняются. Рассмотрим метод уточнения решения линеаризованного уравнения на примере уравнения

$$\partial g(f(t)) / \partial t = A(f(t)) \tag{1}$$

Данное уравнение имеет тот же вид, что и уравнения сохранения при отсутствии конвективного переноса. Конечно-разностная аппроксимация уравнения (1) в консервативном виде записывается как

$$g(f(t)) - g(f_0) = A(f_0)\tau + A'\tau(f(t) - f_0) + \frac{A''\tau}{2}(f(t) - f_0)^2$$
⁽²⁾

Решение уравнения (2) с точностью до членов может τ^2 быть записано как

$$f(t) = f_0 + \tau A_0 / g'_f + \tau^2 A_0 A' / (g'_f)^2 - \tau^2 A_0^2 g''_f / 2(g'_f)^3 + O(\tau^3)$$
(3)

Численное решение нелинейного уравнения сложная задача, уравнение (1) можно переписать в линеаризованном виде как

$$g'_{f} \partial f(t) / \partial t = A(f(t)), \qquad (4)$$

конечно-разностная аппроксимация уравнения (4) имеет вид

$$g'_{f}(f_{0})(f(t)-f_{0}) = A_{0}\tau + A'\tau(f(t)-f_{0})$$
(5)

Решение уравнения (5), с точностью до членов порядка τ^2

$$f(t) = f_0 + \tau A_0 / g' + \tau^2 A_0 A' / (g'_f)^2$$
(6)

Подстановка решения (6) в уравнение (2) показывает, что величина невязки ΔM пропорциональна τ^2

$$\Delta M = g \left(f_0 + \tau A_0 / g' + \tau^2 A_0 A' / (g'_f)^2 \right) - g (f_0) - A_0 \tau - A' \tau \left(f(t) - f_0 \right) = \tau^2 A_0^2 g''_f / 2 (g'_f)$$

То есть решение (6) удовлетворяет следующему уравнению в консервативном виде

$$g(f(t)) - g(f_0) = A_0 \tau + A' \tau (f(t) - f_0) + \tau^2 A_0^2 g''_f / 2(g'_f)^2$$

Вычитая величину невязки из правой части уравнения (4), получаем решение, которое с точностью до членов τ^2 совпадает с решением уравнения (2)

$$f(t) = f_0 + \tau A_0 / g'_f + \tau^2 A_0 A' / (g'_f)^2 - \tau^2 A_0^2 g''_f / 2(g'_f)^3$$
(7)

Вычитание члена, равного невязки, из правой части линеаризованного уравнения позволяет повысить точность решения, но увеличивает время расчет из-за необходимости производить пересчет шага.

Однако можно показать, что величина невязки с точностью до членов τ^2 является величиной постоянной

$$\Delta M_n = A_0^2 g''(f^n) \tau^2 / 2 (g'(f^n))^2 = A_0^2 g''(f_0) \tau^2 / 2 (g'(f_0))^2 + O(\tau^3)$$

Поэтому в качестве невязки на текущем временном шаге можно использовать значение неязки с предыдущего временного слоя. Такой подход позволяет сократить время расчета из-за отсутствия необходимости произведения пересчета после вычисления величины невязки и на каждом временном получать решение линеаризованного уравнения, которое с точностью до членов τ^3 совпадает с решением уравнения в консервативной форме без процедуры пересчета. На рисунке I приведена величина ошибки массы, вычисленная в модельной задаче, описанной в пункте 4, для различных способов вычисления и учета невязки.



-1x10⁶ -2x10⁶ -3x10⁶ -3x10⁶ -4x10⁶ -10 -20 -30 -4x10⁶ -2x10⁶ -2x10⁶ -3x10⁶ -3x10⁶ -3x10⁶ -3x10⁶ -2x10⁶ -3x10⁶ -3x10⁶ -2x10⁶ -3x10⁶ -3x10⁶ -2x10⁶ -3x10⁶ -2x10⁶ -3x10⁶ -2x10⁶ -2x10⁶ -3x10⁶ -3x10⁶ -3x10⁶ -2x10⁶ -3x10⁶ -2x10⁶ -2x10⁶ -3x10⁶ -2x10⁶ -3x10⁶ -2x10⁶ -3x10⁶ -3x10⁶ -2x10⁶ -3x10⁶ -2x10⁶ -3x10⁶ -3x10⁶ -2x10⁶ -2x10⁶ -3x10⁶ -2x10⁶ -2x10⁶

 1 – без добавления невязки, 2 – с добавлением невязки и пересчетом, 3 – с добавлением невязки (без постоянной части) и без пересчета, 4 - с добавлением невязки (с постоянной частью) и без пересчета *Рис. 1. – Ошибка массы при величине* временного шага 10⁻⁶ с

Масштабирование: 1 –согласно (9) только при уменьшении шага, 2 – согласно (9), 3– согласно (8), 4– без учета невязки



Можно показать, что в случае изменения величины временного шага в ходе расчета необходимо производить масштабирование величины невязки по правилу

$$\Delta M_n = \Delta M_n \tau_{n+1}^2 / \tau_n^2 \tag{8}$$

где τ_{n+1} - величина текущего временного шага, τ_n - величина предыдущего временного шага. Однако в рамках теплогидравлического модуля кода СОКРАТ-БН процедура масштабирования производилась только в случае уменьшения величины временного шага согласно выражению

$$\Delta M_n = \Delta M_n \, \tau_{n+1} / \tau_n \, \min\left(1.0, \tau_{n+1} / 10^{-3}\right) \tag{9}$$

На рисунке 2 приведена ошибка массы, полученная в рамках расчета задачи описанной в пункте 4, для различных способов масштабирования. Можно заметить, что неверное масштабирование нивелирует учет невязки при записи уравнения.

4. Вычисление термодинамических производных методом конечных разностей как источник ошибки

Как было показано выше одним из источников численной ошибки является ошибка, появляющаяся вследствие линеаризации уравнений. Однако, существуют и другие источники численной ошибки, например, ошибка из-за вычисления производных термодинамических величин в конечных разностях. Рассмотрим уравнение сохранения массы в предположении, что объемное паросодержание постоянно и отсутствует конвективный перенос:

$$\partial \rho(P,H)/\partial t = \Gamma$$

Данное уравнение может быть переписано в терминах давления и энтальпии

$$\left(\left(\frac{\partial\rho}{\partial P}\right)_{\mu}\frac{\partial P}{\partial t} + \left(\frac{\partial\rho}{\partial H}\right)_{\mu}\frac{\partial H}{\partial t}\right) = \Gamma$$

В изоэнтальпийном случае конечно-разностная аппроксимация данного уравнения имеет вид

$$\left(\frac{\partial \rho}{\partial P}\right)_{H,c}^{n}\left(P^{n+1}-P^{n}\right)=\Gamma\tau$$

Вычислим ошибку ∆M, которая возникает из линеаризации уравнения и вычисления значения производной в конечных разностях

$$\Delta M = \rho^{n+1} - \rho^n - \Gamma \tau = \left(\left(\frac{\partial \rho}{\partial P} \right)_{H,a}^n - \left(\frac{\partial \rho}{\partial P} \right)_{H,c}^n \right) \Delta P + \left(\frac{\partial^2 \rho}{\partial P^2} \right)_{H,a} \left(\frac{\Delta P}{\partial P} \right)^2 / 2$$

Выражение для ΔM содержит два члена: первый член соответствует ошибке при вычислении производной, а второй - ошибке линеаризации. На примере модельной задачи можно показать, что в некоторых случаях ошибка из-за производных превосходит ошибку линеаризации.

Пусть $P_0 = 10^5 \Pi a$, $T_0 = 1000K$, $\Gamma = -2038 \,\mathrm{kr/c/m^3}$, $\tau = 10^{-9} \,\mathrm{c}$, изменение давления за 1 шаг составляет $\Delta P = -0.61 \Pi a$. Величина невязки $\Delta M = 4.87 \cdot 10^{-10} \,\mathrm{kr/m^3}$, в то время как ошибка линеаризации $\left(\partial^2 \rho / \partial P^2\right)_{H,a} \left(\Delta P\right)^2 / 2 = -3.24 \cdot 10^{-13}$ кг/м³. Ошибка при вычислении производных $\left(\left(\partial \rho / \partial P\right)_{H,a} - \left(\partial \rho / \partial P\right)_{H,c}\right) \Delta P = 4.87 \cdot 10^{-10} \,\mathrm{kr/m^3}$. При вычислении производных приращение температуры было выбрано1 К, а давления - 1 Па. Можно заметить, что величина ошибки производной при данном ΔP на три порядка превосходит ошибку линеаризации, при $\Delta P \sim 10^3$ ошибки становятся одного порядка.

Избавиться от ошибки при вычислении производной можно, вычислив значение производной аналитически. Аналитическое вычисление производных было реализовано в рамках теплогидравлического модуля кода СОКРАТ-БН.

5. Решение проблемы возникновения фазы в ячейке в отсутствии массообмена

Основным преимуществом двухжидкостной модели является возможность плавного перехода от однофазного течения к двухфазному без необходимости изменения уравнений. В теплогидравлическом модуле кода СОКРАТ-БН при паросодержании в ячейке $\alpha \le \alpha_{gmin} = 10^{-6}$ полагается, что в ячейке находится одна жидкости, при $\alpha \ge 1$ - α_{fmin} - один газ ($\alpha \le \alpha_{fmin} = 5 \cdot 10^{-8}$). При этом предполагается, что фоновая фаза находится на линии насыщения, что физически верно, если появление в ячейке фазы происходит за счет межфазного массообмена. Но в задачах без массообмена, например, в таких как подъем уровня жидкости в канале возникает нефизичный конвективный перенос энтальпии между ячейками.

Рассмотрим следующий пример: пусть изначально $\alpha_{j-1}^n > \alpha_{f\min}$, $\alpha_j^n = \alpha_{f\min}$, $\alpha_{j+1}^n = \alpha_{f\min}$. На следующем шаге в ячейку ј втекла жидкость из ячейки j+1. Скорость на границах j-ой ячейки полагаем положительными (подъем уровня). Уравнение сохранения массы жидкости

$$\Delta(\alpha_{j}\rho_{j}) = \frac{\tau}{\Delta z} (\alpha_{j-1}^{n} - \alpha_{f\min}) \rho_{j-1}^{n} V_{j-1/2}^{n+1}, \ \alpha_{j}^{n+1} > \alpha_{f\min}$$

Уравнение сохранения энергии жидкости. Жидкость фоновая фаза ($\alpha_j^n = \alpha_{f\min}$), $h_j^{n+1} = h_s(P^{n+1})$. То есть жидкость в ячейке появилась, но энтальпия осталась равна энтальпии насыщения.

Теперь рассмотрим следующий шаг:

$$\Delta(\alpha_{j}\rho_{j}) = \frac{\tau}{\Delta z} (\alpha_{j-1}^{n+1} - \alpha_{f\min}) \rho_{j-1}^{n+1} V_{j-1/2}^{n+2} - \frac{\tau}{\Delta z} (\alpha_{j}^{n+1} - \alpha_{f\min}) \rho_{j}^{n+1} V_{j+1/2}^{n+2}, \ \alpha_{j}^{n+2} > \alpha_{f\min}$$

Уравнение сохранения энергии жидкости. Жидкость уже не фоновая фаза.

$$\alpha_{j}^{n+1}\rho_{j}^{n+1}\Delta(h_{j}) = \frac{\tau}{\Delta z}\rho_{j-1}^{n+1}(\alpha_{j-1}^{n+1}-\alpha_{f\min})(h_{j}^{n+1}-h_{j-1}^{n+1})V_{j-1/2}^{n+2}$$

Например, если жидкость в канале имеет температуру 800 К и давление 1 атм (энтальпия равна $0.77 \cdot 10^6 \,\text{Дж/кг}$, энтальпия на линии насыщения $1.21 \cdot 10^6 \,\text{Дж/кг}$), то величина h_j^{n+2} принимает отрицательное значение.

Для того чтобы избежать возникновения некорректного конвективного члена на n+2 шаге было решено искусственно переносить энтальпию вслед за жидкостью. Процедура переноса состоит из трех этапов: определение ячейки, в которой появилась жидкость; определение ячейки, из которой притекла жидкость, перенос энтальпии вслед за жидкостью.

6. Заключение

В настоящей работе был проведен анализ причин возникновения ошибок при расчете задач теплогидравлическим модулем кода СОКРАТ-БН. Был найден способ устранения этих ошибок, в том числе, ошибок линеаризации при изменении величины временного шага и ошибок, связанных с вычислением производных термодинамических величин в конечных разностях. Был предложен способ, с помощью которого решена проблема нефизичного изменения энтальпии фазы при появлении фазы в ячейке.

Моделирование многокомпонентного переноса примесей с учётом химических взаимодействий между веществами

Кулагин Н.А., студент 4 курса Механико-Математического факультета МГУ Научные руководители: к.ф.-м.н. Капырин И.В., д.ф.-м.н Василевский Ю.В. тел.: +7 (915) 295-80-61, эл. почта: zelenaya.raduga@gmail.com

1. Введение

Цель данной работы - улучшение модели многокомпонентного транспорта путём взятия в расчёт химических реакций между участвующими в переносе веществами. Существует множество явлений, для которых достоверное численное моделирование может быть достигнуто только с учётом химии процесса, но стандартные адвективно-диффузионные схемы аппроксимации дают некорректные результаты. В статье будет подробно рассмотрен и смоделирован (с использованием расчётного комплекса MSPP и независимой библиотеки PHREEQC) один из таких процессов, а именно – фильтрация раствора металлов с осаждением их на ионообменнике и дальнейшее перераспределение на нём сорбционных фаз. Также будет описана общая технология внедрения учёта химических реакций в транспортную схему.

2. Внедрение расчёта химических реакций в транспортную схему

2.1. Модификация основного уравнения

Для описания геохимического переноса в общем случае вводится дополнительное слагаемое в уравнение адвекции-диффузии:

$$\frac{\partial C_i}{\partial t} = -\mathbf{V} \cdot \nabla C_i + \nabla (\mathbf{D} \nabla C_i) + F_i + R_i, \quad i = 1 \dots M.$$
(1)

Это уравнение выражает изменение концентрации C_i каждого из M веществ системы через её текущее значение (посредством оператора адвекции-диффузии с тензорами V и D), функцию источников/стоков F_i и, наконец, слагаемое R_i , указывающее скорость образования i-ой компоненты смеси за счёт химических реакций. Формально реактивный член можно представить как

$$R_{i} = f_{i}(C_{1}, C_{2}, \dots, C_{M}; p_{1}, p_{2}, \dots),$$
(2)

где f_i - функция, определяющая изменение количества i-го вещества в системе за счёт всевозможных химических взаимодействий между компонентами, а $p_1, p_2, ...$ - физико-химические параметры среды (например, температура, кислотность, количество и типы сорбционных фаз и т.д.). Как вид этих функций, так и набор параметров существенно зависит от выбранной химической модели.

2.2. Химическая модель

В данной статье используется модель, предложенная американскими учёными Д. Л. Пархёрстом и С. А. Дж. Апелло (1999) [1]: предлагается описывать все химические взаимодействия в терминах т.н. мастер-форм и вторичных форм. Мастер-форма – условное вещество, ассоциированное с определённым химическим элементом, включающее в себя все возможные устойчивые фазы с этим элементом, его ионом или его ионом под действием воды или водорода. Например, Ca^{2+} и Ca можно отнести к мастерформе кальция, а Cl_2 и Clo^- - к мастер-форме хлора. Вторичные формы – реальные соединения, получающиеся при взаимодействии представителей мастер-форм. Например, $CaSO_4$ является вторичной формой и для кальция и для серы. Используя такой подход, создатели модели реализовали расчёт широкого спектра физико-химических реакций в виде программного комплекса PHREEQC [1], вычислительные возможности которого будут исследованы далее в статье.

В рассматриваемой концепции реактивного транспорта предполагается, что переносимыми компонентами являются именно мастер-формы. Движение вторичных же форм является следствием перемещения основных и, поэтому, их концентрации не учитываются в уравнении. Все физикохимические параметры модели: температура, pH, количество ионообменной фазы X – задаются как функции на области определения каждой конкретной задачи.

2.3. Дискретизация уравнения

Для построения численного решения уравнения (1) предлагается использовать схему с расщеплением оператора. А именно, решение производится в два шага:

$$\begin{cases} \frac{E_i^{n+1/2} - E_i^n}{\Delta t} - \mathcal{L}[E_i^{n+1/2}] = 0, \\ \frac{E_i^{n+1} - E_i^{n+1/2}}{\Delta t} - \mathcal{R}_i^{n+1/2} = 0, \end{cases}$$
(3)

где E_i^n – аппроксимирующая функция для концентрации i-го вещества на n-ом шаге по времени, \mathcal{L} - дискретизация оператора конвекции-диффузии, \mathcal{R}_i – приближённое значение реактивного слагаемого для i-го вещества. Такая схема имеет существенное преимущество: подзадача переноса и подзадача расчёта химических реакций производятся независимо и последовательно, что даёт возможность разделить их между несвязанными программными комплексами. Первое уравнение, в рамках предлагаемой реализации, будет решаться с помощью продукта, созданного совместным трудом коллективов учёных из ИВМ РАН и ИБРАЭ РАН, - GeRa, а второе уравнение – с использованием открытого кода PHREEQC [2]. Также, схема с расщеплением работает гораздо быстрее других с точки зрения скорости расчётов на ЭВМ, потому что итерационно решается только уравнение транспорта, а трудоёмкое вычисление реакций происходит только один раз и оказывает относительно слабое влияние на сходимость численных методов.

Альтернативной дискретизацией могла бы послужить полная неявная итерационная схема [3]:

$$\frac{E_i^{n+1,r+1} - E_i^n}{\Delta t} - \mathcal{L}[E_i^{n+1,r+1}] = -\mathcal{L}[E_i^{n+1,r}] + \mathcal{R}_i^{n+1,r}, \tag{4}$$

где дополнительный индекс г обозначает номер итерации. Эта схема является более точной за счёт того, что и транспорт и реакции рассчитываются синхронно. Однако такой подход чуть более сложен в реализации, дорог с вычислительной точки зрения и, ввиду сложного строения реакционного члена, не имеет гарантий сходимости при действии итерационного алгоритма.

2.4. Технические аспекты реализации

Описанная выше схема была запрограммирована на языке C++ в виде потомка класса MSPP::Transport (MSPP – основная библиотека в составе GeRa для работы с сеточными аппроксимациями). Конструкция (3) позволяет свести всю процедуру решения системы к расчёту адвективно-диффузионного переноса концентраций веществ и, фактически, постобработке получившегося результата в химическом модуле. Ниже в статье приводится подробное технологическое описание второго шага.

Минимальный достаточный набор команд, предоставляющий программе-клиенту доступ ко всем функциям PHREEQC и, в то же время, скрывающий излишние технические детали реализации, был воплощён создателями модуля в виде интерфейса IPhreeqc [1]. Суть использования интерфейса очень проста: коммуникация внешнего кода с химическим ядром происходит посредством наполнения буфера строками-командами, которые затем обрабатываются и выполняются – точно так же, как и в пользовательской версии программы PHREEQC (синтаксис и структура команд те же) [1].

Общая стратегия внедрения вычисления химических взаимодействий между компонентами смеси при их переносе может быть сформулирована следующим образом:

- 1. Перед началом расчётов для каждой ячейки расчётной сетки заводится свой раствор с определённым набором начальных параметров (кислотность, температура, плотность среды, концентрации веществ и т.д.). Исходные концентрации веществ устанавливаются, при помощи блока **SOLUTION**, в соответствии с некоторым начальным распределением.
- 2. Концентрации подвижных веществ с предыдущего шага по времени E^n отправляются в транспортный модуль MSPP, который производит их адвективно-диффузионный перенос. После расчётов транспорта, полученные обновлённые концентрации $E^{n+1/2}$ заменяют старые в модуле IPhreeqc с помощью командного блока SOLUTION_MODIFY. В блоке спецификации вывода SELECTED_OUTPUT указываются все необходимые мастер-формы и вторичные вещества.
- После расчётов реакций из вывода извлекаются «прореагировавшие» концентрации (в т.ч. молярности образовавшихся сорбционных фаз) Eⁿ⁺¹ и осуществляется переход на следующий шаг по времени.

3. Пример: задача осаждения металлов на ионообменной фазе

В этом разделе показан результат применения модели геохимического транспорта для задачи сорбции раствора металлов на ионообменнике. Интерес в этом случае состоит в наблюдении за процессом осаждения ионов металлов и перераспределением сорбированных форм с течением времени.

Формализовать проблему можно следующим образом:

В рассматриваемой одномерной области (длиной 1 метр, высотой и шириной по 0.1 метра) в начальный момент времени находится пористый материал, заполненный раствором Na с равномерной концентрацией 0.1 моль/л. Также во всей области равномерно рассредоточен ионообменный материал, жёстко прикреплённый к породе. Ионообменная фаза X находится в химическом равновесии с раствором (ионы натрия ни осаждаются из раствора, ни отщепляются от X). Один из концов области касается раствора с такой же концентрацией натрия, но в который начинают нагнетать стронций в микроскопических дозах (до 0.001 моль/л). Требуется спрогнозировать распределение осаждённых металлов на неподвижной породе.

Результаты вычислений по разработанной схеме приведены ниже:





Рис. 1. Массы сорбционных фаз $NaX u SrX_2$ в моменты времени t = 0, 24, 80, 200



Рис. 2. Логарифмические шкалы значений массы NaX и SrX2

Как можно заметить, при поступлении в область Sr, он начинает «выбивать» менее активный металл Na с ионообменной фазы и сам осаждаться на неё. Данный пример является показательным в том смысле, что без учёта химических реакций стандартные модели адвекции-диффузии не могли бы отразить процесс перераспределения ионов металлов на породе.

4. Заключение

В данной работе была разработана и протестирована простейшая схема моделирования геохимического транспорта. Были получены результаты, согласующиеся с действительностью и подтверждающие, модель, не учитывающая химические реакции между компонентами смеси и с окружающей средой, не достаточна для полноценной аппроксимации реальных гидрогеологических процессов. В будущем планируется усовершенствование численных схем и исследование новых методов внедрения учёта реактивной составляющей в модели транспорта.

- 1. D. L. Parkhurst, C. A. J. Appelo "User's guide to PHREEQC a computer program for speciation, batch-reaction, one-dimensional transport, and inverse geochemical calculations" (1999).
- 2. S. R. Charlton, D. L. Parkhurst "Modules based on the geochemical model PHREEQC for use in scripting and programming languages" (2011).
- 3. G. Yeh, J. Sun, P. Jardine, et al. "A three-dimensional model of coupled fluid flow, thermal transport and HYDROGEOCHEMical transport through variably saturated conditions" (2004).

Усиленный коллоидами перенос примеси в статистически однородной трещиновато-пористой среде

Куцепалов В.А., студент 4 курса МФТИ

Научный руководитель: к.ф.-м.н. Матвеев Л.В.

тел.: (495) 955-22-91, эл. почта: vladimir.kutsepalov@phystech.edu

1. Введение

Вот уже несколько десятилетий процессы миграции примеси в сильно неоднородных средах привлекают внимание исследователей. Для проблемы безопасности атомной энергетики моделирование переноса радиоактивных загрязнений в геологических средах играет большую роль с точки зрения обосновании надежности и безопасности подземных захоронений РАО. Дело в том, что контейнеры, в которые помещаются радионуклиды, имеют конечный срок службы, и со временем в них могут появляться дефекты оболочки. Как следствие, возникновение утечек радионуклидов и их миграция в почве может привести к загрязнению грунтовых вод, что представляет угрозу для окружающей среды.

Существует большое количество наблюдений, в которых перенос загрязнений в геологических средах отличается от классических режимов адвекции-диффузии. Обычно, геометрические характеристики сред (статистически однородные, регулярно неоднородные и среды других типов) определяют режим переноса. Наряду с этим, хорошо известно, что скорость переноса примеси может существенно зависеть от ее взаимодействия со средой. Так, если порода, в которой происходит миграция, способна адсорбировать примесь, это приводит к замедлению скорости распространения. С другой стороны, как показывают наблюдения, наличие коллоидных частиц, в ряде случаев, наоборот, может ускорять перенос.

Целью настоящей работы является изучение переноса примеси в рамках модели статистически однородной трещиновато-пористой среды при наличии подвижных коллоидов. В разд. 2 содержится постановка задачи и приведены основные соотношения. Раздел 3 включает в себя описание режимов переноса. Основные выводы будут приведены в Заключении.

2. Постановка задачи

Среда миграции представляет собой совокупность двух подсистем: 1) сетки каналов с хорошей проницаемостью (трещин), апертура которых равна a, и 2) заполняющей остальное пространство слабопроницаемой матрицы, которую можно представить в виде пористых блоков, характерный размер которых равен b. Среда насыщена водой, текущей по каналам с постоянной скоростью и неподвижной в блоках. Средняя скорость просачивания по системе трещин V. Растворенная в воде примесь имеет коэффициент молекулярной диффузии d. Мы рассматриваем случай больших чисел Пекле, Pe = (Vb)/d >> 1. Поэтому дисперсия примеси и коллоидов в подсистеме 1) описывается коэффициентом дисперсии $D \approx Vb >> d$. Эффективный коэффициент диффузии растворенной примеси в пористых блоках $\tilde{d} \leq d$ в силу извилистости каналов. Направим ось ОХ вдоль средней скорости V. Начало координат поместим в центре облака примеси при t = 0. В каналах присутствуют частицы (коллоиды), размеры которых не позволяют им проникать в пористую матрицу. На них возможна адсорбция растворенной примеси. В настоящей работе рассматриваем случай движения коллоидов со скоростью течения, так что средняя скорость переноса коллоидных частиц есть V, и коэффициент дисперсии есть D. Распределение коллоидных частиц однородно с концентрацией η . Их размер ρ , $\rho \ll \eta^{-1/3}$. На Рис. 1 схематически изображены процессы, описывающие динамику системы.

Концентрация для примеси в трещинах n, усредненная по элементарному объему, содержащему достаточно большое число пористых блоков, определяется из уравнения

$$\frac{\partial n}{\partial t} + V \frac{\partial n}{\partial x} - D\Delta n = -q - Q, \qquad (1)$$

где *q* описывает обмен растворенной примесью с пористыми блоками, а Q описывает ее уход из раствора на коллоиды. Для абсорбированной на коллоидах примеси справедливо

$$\frac{\partial N}{\partial t} + V \frac{\partial N}{\partial x} - D\Delta N = Q \tag{2}$$



Рис. 1 Схематическое изображение процессов, учитываемых в модели

В работе [1] показано, что выражение для Q имеет вид $Q = (n - \sigma N)/\tau$, где константу равновесия σ и характерное время τ можно выразить через введенные величины как $\sigma \approx \frac{\xi}{4\pi\rho^2\eta}$ и $\tau \approx (4\pi d\rho\eta)^{-1}$. Здесь ξ есть термодинамический параметр, связывающий концентрацию примеси в растворе вблизи поверхности коллоида с концентрацией адсорбированной на его поверхности. Выражение для q будет рассмотрено ниже. Решаем задачу с начальным условием: $n(x,z)|_{t=0} = N_0 \delta(x) \delta(z)$.

Переходя к представлениям Фурье по пространственным координатам и Лапласа по времени, из (1) получаем следующее уравнение

$$pn_{pk} - \frac{M_0}{a} + ikvn_{pk} + Dk^2 n_{pk} + q_{pk} = -\frac{n_{pk}}{\tau} + \frac{\sigma N_{pk}}{\tau}$$
(3)

Здесь q_{pk} - Фурье-Лаплас преобразование плотности стока частиц в матрицу. Согласно [2] выражение для q_{pk} имеет следующие асимптотики: при $pt_b >> 1$: $q_{pk} \approx \sqrt{\frac{p}{t_a}} n_{pk}$, а при $pt_b << 1$, $q_{pk} \approx p \sqrt{\frac{t_b}{t_a}} (1 - Bpt_b) n_{pk}$. Поведение q_{pk} определяют два характерных времени:

1) $t_a = \left(\frac{V_b}{S_b A}\right)^2 \frac{1}{\tilde{d}}$ определяет время, когда становится существенным уход примеси из трещин в

пористые блоки. Здесь V_b есть характерный объем и S_b - поверхность одного блока, $A = \frac{\varphi_b}{\varphi_{fr}}$ показывает отношение величины пористости в блоках к удельной доле объема, занимаемого трещинами.

2) $t_b = \left(\frac{v_b}{s_b}\right)^2 \frac{1}{\tilde{d}}$ есть время диффузии примеси на масштабах порядка размера пористых блоков.

Можно сказать, что это время характеризует момент установления равновесия между примесью в трещинах и блоках;

В данной работе мы рассмотрим случай $t_a \ll \tau$, $\sigma \ll 1$, $\tau \sigma \ll t_a$, что соответствует сравнительно медленной, но сильной сорбции.

Из уравнения (2) после преобразования Фурье-Лапласа имеем:

$$pN_{pk} + ikvN_{pk} + Dk^2N_{pk} = \frac{n_{pk}}{\tau} - \frac{\sigma N_{pk}}{\tau}$$

$$\tag{4}$$

В дальнейшем нас будет интересовать поведение концентрации, адсорбированной на коллоидах, так как перенос в жидкой фазе замедляется уходом частиц в матрицу, и именно коллоиды отвечают за распространение примеси на большие расстояния. Из системы уравнений (3)-(4) нетрудно получить выражение:

$$N_{pk} = \frac{M_0}{a\tau} \left[\left(p + ikv + Dk^2 + \frac{\sigma}{\tau} \right) \left(p + ikv + Dk^2 + \frac{q_{pk}}{n_{pk}} + \frac{1}{\tau} \right) - \frac{\sigma}{\tau^2} \right]^{-1}.$$
 (5)

Далее мы проанализируем поведение примеси на основе моментов функции распределения:

$$N(t) = \int d^{3}\vec{r}\,\overline{c}(t,\vec{r}), \quad \langle \vec{r} \rangle = \frac{1}{N(t)} \int d^{3}\vec{r}\,\vec{r}\,\overline{c}(t,\vec{r})$$
$$< \sigma_{a}^{2} >= \frac{1}{N(t)} \int d^{3}r(r_{a} - \langle r_{a} \rangle)^{2}c(t,r)$$

3. Описание режимов переноса

Как показал анализ выражений (5)-(6), поведение примеси (режим переноса) меняется с течением времени. Возникает несколько интервалов, границы которых, помимо введенных выше характерных времен t_a и t_b , определяются следующими характерными временами: $t_1 = \frac{\tau}{\sigma}$; $t_2 = \frac{\tau^2}{t_a}$ и $t_3 = \frac{t_a}{\sigma^2}$. Возникающие режимы переноса и их последовательность определяются соотношением между этими временами. В данной работе были рассмотрены два случая: А) $t_a \ll \tau \ll t_2 \ll t_1 \ll t_3 \ll t_b$, и случай Б) $t_a \ll \tau \ll t_2 \ll t_1 \ll t_b \ll t_3$.

<u>А)</u> $t_a << \tau << t_2 << t_1 << t_3 << t_b$. В этом случае возникают следующие режимы переноса:

1A) $t \ll t_a$. В этом интервале времени примесь в основном находится в растворе, за исключением малой части адсорбированной на коллоидах, $N(t) = \frac{M_0}{a\tau}t$. Действие ловушек, обусловленных матрицей пренебрежимо мало. Среднее смещение и дисперсия (части примеси находящейся на коллоидах) определяются классическими выражениями, < r >= Vt, $\sigma_{\perp}^2 = 2\sigma_{\parallel}^2 = 4Dt$,

2A) $t_a \ll t \ll t_2$. На этих временах скорость осаждения примеси на коллоидах замедляется, $N(t) = \frac{M_0}{a} \sqrt{\frac{t}{t_2}}$, что обусловлено активным взаимодействием растворенной примеси с ловушками.

Видно, что теперь новое время t_2 характеризует скорость осаждения примеси на коллоидах. Учитывая, что перенос примеси, сосредоточенной на коллоидах определяется в основном характером переноса последних, выражения для среднего смещения и дисперсии те же, что и в предыдущем случае.

3A) $t_2 \ll t \ll t_3$. Во всем этом диапазоне практически вся примесь оказывается сосредоточенной на коллоидах $N(t) \approx M_0/a$. И аналогично пункту 2A) перенос происходит в режиме классической адвекции-диффузии.

4A) $t_3 \ll t \ll t_b$: На этих временах становится существенным механизм перерастворения примеси с коллоидов и ее уход в ловушки (диффузия в пористую матрицу). Полное число частиц примеси, сосредоточенной на коллоидах начинает уменьшаться со временем, $N(t) \approx M_0 \sqrt{t_3/t}$, а среднее смещение и продольная дисперсия описываются квазидиффузионной закономерностью $< r > \approx \sqrt{\sigma_0^2} \approx \sqrt{D_{eff}t}$, где $D_{eff} = V^2 t_3$. Поперечная дисперсия происходит по субдиффузионному закону, $\sigma_\perp^2 \approx 2D\sqrt{t_3t}$.

5A) $t >> t_b$. На этих временах матрица насыщается примесью и устанавливается равновесие между примесью в трещинах и матрице (доля времени, проводимое примесью в трещинах остается постоянным). В итоге число частиц оказывается равным $N(t) = \frac{M_0}{a\sigma} \sqrt{\frac{t_a}{t_b}}$, а среднее смещение и перенос описываются классическими закономерностями, но с перенормированными транспортными константами, $< r >\approx \tilde{V}t$, $\sigma_{\alpha}^2 \approx 2\tilde{D}t$, где $\tilde{V} = V\sqrt{t_3/t_b}$, $\tilde{D} = D\sqrt{t_3/t_b}$.

<u>Б)</u> $t_a \ll \tau \ll t_2 \ll t_1 \ll t_b \ll t_3$. В этом случае анализ показывает, что в интервалах $t \ll t_a$ и $t_a \ll t \ll t_2$ поведение примеси аналогично случаям 1А) и 2А). А далее во всем диапазоне времен $t > t_2$, перерастворение примеси и ее уход в пористую матрицу оказывается несущественным в силу незначительной «емкости» матрицы. В итоге, практически вся примесь оказывается адсорбированной на коллоидах, и переносится вместе с ними.

На рис. 2 схематически показано поведение зависимость полного числа частиц от времени для рассмотренных случаев.



Рис. 2 Зависимость от времени полного числа частиц для двух случаев: А) $t_a < t_b \sigma^2$, и Б) $t_a > t_b \sigma^2$.

4. Заключение

В работе исследован перенос растворенной примеси в трещинах, окруженных слабопроницаемой матрицей, при учете адсорбции на коллоидах. Подтвердилась гипотеза о влиянии коллоидов на режим переноса при достаточно больших временах. В зависимости от свойств среды это влияние может быть значительным. Проведенный анализ позволил получить необходимое условие, при которых перенос примеси, адсорбированной на коллоидах, является определяющим на больших расстояниях. Данное условие можно представить в виде: $\sigma A \ll 1$. Или, с учетом выражений для A и σ , его можно

записать как $\frac{\varphi_b}{\varphi_{fr}} \frac{\xi}{\rho^2 \eta} << 1$. Тем самым, зная эти параметры, мы можем оценить усиление переноса.

- 1. L. A. Bolshov, P. S. Kondratenko, L. V. Matveev, Colloid-facilitated contaminant transport in fractal media, Phys. Rev. E 84, 041140 (2011).
- 2. Л. В. Матвеев, Перенос примеси в трещиновато-пористой среде с сорбцией, ЖЭТФ, т. 142, в. 5(11), стр. 943-950 (2012).

Разработка web-приложения «Радиационная безопасность Дальнего Востока»

Маслов С.Ю., аспирант 3 года ИБРАЭ РАН Научный руководитель: к.т.н. Сёмин Н.Н. Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН тел.: (495) 955-22-17, эл. почта: maslov@ibrae.ac.ru

1. Введение

В настоящей статье даётся описание функциональности и внешнего вида web-приложения «Радиационная безопасность Дальнего Востока», разрабатываемого в ИБРАЭ РАН. Приложение предназначено для использования специалистами при решении задач радиационного мониторинга, а также в целях получения справочной информации, например, по радиационно-опасным объектам. Далее будут рассмотрены основные возможности приложения: отображение на карте объектов разных категорий, представление данных радиационного мониторинга (РМ) в виде графиков, отображение справочной информации по объектам, режимы базового и расширенного поиска объектов.

2. Представление данных по категориям объектов на карте местности

Рассмотрим принцип работы основного окна (рис. 1). Для пользователя доступен просмотр объектов на карте по любым из 4-х возможных категорий:

- посты автоматизированной системы контроля радиационной обстановки (ACKPO);
- радиационно-опасные объекты (РОО);
- элементы Единой государственной системы предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций (РСЧС);
- административно-территориальные единицы (АТЕ).



Рис. 1. Основное окно: карта местности, список регионов, просмотр объектов по категориям.

Объекты каждой категории обозначаются на карте своей пиктограммой. Также пользователь может локализовать область просмотра данных, выбрав регион (субъект РФ или другое государство) из списка с правой стороны окна.

Помимо отображения объектов выбранных категорий на карте, пользователю доступны раскрывающиеся списки объектов по каждой из категорий. Например, при выборе региона «Сахалинская область» и открытии списка «Посты АСКРО» основное окно будет выглядеть так, как показано на рис. 2.



Рис.2. Основное окно: выбор региона, раскрытие списка «Посты АСКРО».

При выборе поста АСКРО на карте пользователь увидит информационное окно с указанием текущего значения МЭД, пришедшего с выбранного поста, и величин метеопараметров, если пост передаёт такие величины. При выборе одного или нескольких постов АСКРО из списка и последующем переходе по ссылке «Сравнить» открывается диалоговое окно с графиками показаний выбранных постов АСКРО за последние сутки. Период выборки и опорная дата могут изменяться пользователем внутри диалогового окна (рис .3).



Рис.3. Диалоговое окно «Графики»: период – неделя.

Вернувшись к основному окну, заметим, что в списках отображаются только те объекты, которые

попадают в область видимости карты на данный момент. Если, например, масштаб карты будет подобран так, что пользователь будет видеть в её пределах только один пост АСКРО, то и в списке постов АСКРО будет присутствовать только один пост, видимый на карте.

3. Представление справочных данных об объектах

Рассмотрим возможность просмотра справочной информации об объекте. Переход к диалоговому окну, содержащему справочную информацию, происходит при выборе объекта на карте и последующем нажатии на его название во всплывающем информационном окне (рис .2). Например, справка по объекту «Билибинская АЭС» (категория РОО) показана на рис. 4.

🛠 Билибинская АЭС Билибинская атомная эле Bilibino NPP	с жтрическая станция Google
Статус объекта	Действующий
Местонахождение	Россия Друго Чухогосий автономный округ ст. Беллбино
Эксплуатирующая организация	ОАС «Кондерн Росянергоатом» Открытое акционерное общество «Российский концерн по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях» Баликбиеские и томпая станция Филикал ОАО «Концерн Росэнергоатом» «Билибинская атомная станция»
Тип радиационно- опасного объекта	A3C
Категория ОСПОРБ	1 категория
Фотографии	
Документы	Отчит по иминалический безовисти их 2011 год

Рис.4. Диалоговое окно «Справочная информация об объекте».

Окно справочной информации имеет несколько секций («Статус объекта», «Эксплуатирующая организация» и т. д.). В зависимости от категории объекта набор секций будет различным.

4. Базовый поиск

Средство поиска объектов согласно выбранным критериям является необходимым элементом функциональности разрабатываемого приложения. Грамотно реализованный поиск облегчает задачу оперативного доступа к справочной информации по объекту, поскольку изначально пользователю может быть неизвестно его местонахождение. Критериями базового поиска являются:

- выбранный в основном окне регион;
- выбранные в основном окне категории объектов;
- поисковая строка.

Пользователь выбирает интересующий его регион (либо сбрасывает выбор, переходя к режиму «Все регионы»), задает требуемые категории поиска, вводит название объекта в поисковую строку и нажимает кнопку «Найти». По окончании процесса поиска на карте появляются все объекты удовлетворяющие заданным критериям, а сама карта перемещает область просмотра и подбирает масштаб таким образом, чтобы все найденные объекты попали в поле зрения пользователя. Списки объектов также изменяют свой состав в соответствии с результатами поиска. Порядок работы с найденными объектами аналогичен приведённому выше в пп. 2 и 3.

5. Расширенный поиск

Данный вид поиска позволяет более детально отбирать объекты по категориям, задавая в рамках каждой категории более точные критерии. При переходе по соответствующей ссылке из основного окна открывается диалоговое окно «Расширенный поиск» (рис. 5).



Рис.5. Диалоговое окно «Расширенный поиск».

Критерии расширенного поиска аналогичны базовым, но при выборе категорий можно задать и подкатегории объектов, список которых представлен на рис. 5, если пользователю известно, каким образом нужный ему объект(ы) классифицирован(ы). Результаты расширенного поиска отображаются аналогично результатам базового поиска.

6. Заключение

В дальнейшем функциональность рассмотренного приложения будет расширена. В частности, планируется реализовать возможность геопоиска (подразумевается использование сторонних сервисов геокодирования), а также возможность нанесения на карту местности пользовательских картографических слоёв, включающих точечные и площадные объекты.

Литература

1. С. Л. Гаврилов, В. П. Киселев, С. Н. Красноперов, Е. В. Кудешов, С. Ю. Маслов, Н. Н. Семин, С. Е. Сиротинский, В. Ю. Яковлев, «Представление данных радиационного мониторинга с использованием web-GIS технологий, в том числе на мобильных устройствах и портативных компьютерах», журнал Аппаратура и новости радиационных измерений (АНРИ) №1, с. 2-6, 2013.

Разработка алгоритма восстановления сценария радиоактивного выброса по данным измерений мощности дозы от поверхности

Меркушов Д. В., аспирант 1 года обучения ИБРАЭ РАН Научный руководитель: д.т.н., с.н.с. ИБРАЭ РАН Ушмаев О.С. Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН тел: (495) 955-23-06, эл. почта: dmerkushov@ibrae.ac.ru

1. Математическая постановка задачи

Опыт реагирования на тяжелые радиационные аварии показывает, что задача восстановления параметров радиоактивного выброса в атмосферу является важнейшей задачей всей системы аварийной готовности и реагирования при чрезвычайных ситуациях (ЧС) с радиационным фактором. Этап ранней фазы аварии характеризуется острым дефицитом данных о характере выброса при известных результатах первичных измерений параметров радиационной обстановки в окружающей среде. В настоящей работе разрабатывается методика восстановления параметров сценария радиоактивного выброса на основе данных радиационного мониторинга после прохождения облака. К списку параметров, подлежащих восстановлению, относятся нуклидный состав выброса, суммарная активность источника, а также метеорологическая обстановка в зоне аварии. Эти характеристики являются ключевыми с точки зрения анализа последствий ЧС.

Далее приводятся основные математические положения решаемой задачи оценки выброса по мощности дозы гамма-излучения от поверхности. Введем следующие обозначения. Пусть $\vec{Y} = (Y_1, ..., Y_N)$ - векторная функция результатов измерений мощности дозы от поверхности на каждом из N датчиков, \vec{P} - вектор известных параметров сценария, \vec{X} - вектор неизвестных (восстанавливаемых) параметров. Оба эти вектора принадлежат векторному пространству P, размерность которого соответствует количеству всех рассматриваемых параметров задачи.

Модельные отклики \vec{U} датчиков определяются моделью переноса радионуклидов в атмосфере и соответствующей моделью выпадений. Можно считать, что модель переноса в атмосфере задает отображение G из области значений параметров P в векторное пространство U размерности N:

$$G: \mathbf{P} \to \mathbf{U}, \quad G(\vec{X} + \vec{P}) = \vec{U} = (U_1, ..., U_N)$$
 (1)

Реальные измерения отличаются от модельных. Шум вносят как ошибки измерений атмосферных условий, так и погрешность самих моделей переноса. Обозначим вектор случайных ошибок через $\vec{\varepsilon} = (\varepsilon_1, ..., \varepsilon_N)$. Тогда можно считать, что реальные измерения \vec{Y} связаны с модельными \vec{U} следующим образом:

$$\vec{Y} = H(\vec{U}, \vec{\varepsilon}) = H(G(\vec{X} + \vec{P}), \vec{\varepsilon}) \equiv F(\vec{X}, \vec{P}, \vec{\varepsilon})$$
(2)

Задача оценки выброса по данным измерений мощности дозы является задачей оценивания неизвестных параметров \vec{X} по наблюдаемым значениям измерений \vec{Y} мощности дозы и заданных параметров \vec{P} (например, метеоусловий), что может быть формально задано следующим отображением F':

$$\overline{X} = F'(\overline{Y}, \overline{P}), \tag{3}$$

где \vec{X} - оценка восстанавливаемых параметров. В качестве критерия искомой оценки выбран критерий максимального правдоподобия.

По сути, решение задачи (3) не требует восстановления функционала F' на всей области определения U×P. Решение задачи для конкретной пары векторов (\vec{Y}, \vec{P}) поэтому может быть найдено численно.

2. Структура алгоритма восстановления

В процессе постановки задачи (3) сформировались основные элементы разрабатываемой модели восстановления. Так одним из ключевых ее элементов является используемая модель переноса G. Чем лучше эта модель обеспечивает согласование измеренных наблюдений \vec{Y} с значениями \vec{U} , полученными в рамках модели в случае, когда все параметры заданы точно ($\vec{X} + \vec{P} \rightarrow \vec{P}$), тем меньше ожидается ошибка в результатах восстановления.

Другим важным фактором модели восстановления должен стать выбранный метод оптимизации. При решении задачи (3) поиск оценки максимального правдоподобия, ведет к нахождению экстремума некоторого функционала. Точность метода оптимизации, безусловно, оказывает непосредственное влияние на точность результатов восстановления.

Исходя из перечисленных факторов на этапе разработки алгоритма решения задачи было сформулировано следующее требование – обеспечение максимальной гибкости алгоритма с точки зрения используемых моделей переноса и методов оптимизации, позволяющей без нарушения общей архитектуры алгоритма заменять отдельные его элементы. В соответствии с этим предложена следующая схема решения задачи восстановления:

- Для каждого восстанавливаемого параметра (активность, метеорологические характеристики, другие возможные параметры) выбираются некоторые рэперные значения (например, сетка с постоянным шагом). Каждому сочетанию значений всех параметров соответствует свой сценарий выброса.
- Для каждого полученного таким образом сценария осуществляется моделирование с использованием выбранной модели переноса, рассчитываются модельные показания мощности дозы для каждого поста контроля.
- Оценивается значение правдоподобия сценария, то есть математическая согласованность модельных показаний мощности дозы с данными измерений на постах контроля.
- В качестве решения задачи восстановления выбирается аргумент максимума правдоподобия, полученный как решение задачи оптимизации.



Рис.1. Схема алгоритма восстановления

Схематично структура алгоритма восстановления представлена на рис.1. Штриховой отмечены элементы, реализация которых зависит от выбора моделей переноса и оптимизации. Таким образом, эти элементы могут быть рассмотрены как «черные ящики», чья функциональность определяется самой схемой алгоритма.

Оценка согласованности параметров восстановления при каждом эксперименте производится по следующей формуле:

$$r = \frac{(\vec{U}, \vec{Y})}{|\vec{U}| \cdot |\vec{Y}|} \tag{4}$$

Согласно неравенству треугольника величина г лежит в пределах [0,1]. При этом, чем меньше эта величина, тем меньше «отличаются» вектора показаний и значению r = 0 соответствует полная их коллинеарность. Поэтому в качестве конечной оценки согласованности выбрано значение $(1-r) \cdot 100\%$.

3. Полуэмпирическая модель выпадений

Используя предложенный алгоритм можно сформировать целый класс моделей восстановления, которые отличаются между собой сложностью используемых моделей переноса веществ в атмосфере. В качестве данного элемента алгоритма восстановления может быть использована, по сути, любая модель, удовлетворяющая схеме (рис.2), то есть обеспечивающая расчет значений мощности дозы от поверхности после прохождения облака на основе заданных параметров сценария.



Рис. 2. Функциональность модели переноса

Выбранная модель переноса радионуклидов определяет состав параметров \vec{P} и само отображение G.

На этапе тестирования алгоритма восстановления в методических целях была разработана упрощенная модель осаждений, полученная в процессе статистической обработки результатов, полученных с помощью ПО «Нострадамус» [1]. Данная модель принадлежит к классу полуэмпирических и основана на двухпараметрическом представлении функции выпадений.

Предполагается, что после прохождения радиоактивного облака плотность осаждения в точке (x, y) на поверхности описывается следующим выражением:

$$S(x, y) = A \cdot \alpha \cdot e^{-\alpha z} \frac{1}{\sqrt{2\pi}\beta z} e^{-\frac{w^2}{2(\beta z)^2}}, \qquad \begin{cases} z = x\sin\phi - y\cos\phi\\ w = -x\cos\phi - x\sin\phi \end{cases}$$
(5)

где A – активность источника, ϕ - направление ветра. Начало координат отсчитывается от источника.

При анализе модели на основе ПО «Нострадамус», реализующего лагранжеву стохастическую модель переноса, были найдены следующие корреляционные зависимости между параметрами такой упрощенной модели, скоростью ветра и устойчивостью атмосферы:

$$\begin{cases} \alpha = 0.155 \ln(\nu) + 0.355 \left[\frac{1}{\kappa_M}\right], \\ \beta = 0.19e^{-0.25 \cdot s} \end{cases}$$
(6)

где V - скорость ветра, м/с; S - класс устойчивости атмосферы по Пасквиллу [2] (А-1, В-2, С-3 и т.д.).

Представленный подход позволил получить приемлемые картины распространения выброса при тестировании на сценариях, рассчитанных с помощью гауссовых и лагранжевых моделей переноса. Одним из главных достоинств полуэмпирического подхода является сравнительная простота его реализации, что существенно при отладке различных элементов алгоритма, а также быстродействие в силу рассмотрения ограниченного числа параметров. Вместе с тем очевидно, что такая модель является грубым приближением для надежной оценки параметров сложного выброса. Модификация разработанного алгоритма за счет привлечения более совершенных моделей переноса (например, гауссовых моделей [3,4]) позволит значительно улучшить качество восстановления. В таком случае необходимо заменить лишь реализацию «черного ящика» на рис.2, не касаясь общей схемы работы алгоритма, что значительно упрощает процесс совершенствования модели восстановления.

4. Пример результатов моделирования

В данном разделе приведены результаты тестирования алгоритма восстановления на примере сопоставления с лагранжевой стохастической моделью переноса, реализованной в ПО «Нострадамус». С помощью данного ПО рассчитывались показания мощности дозы после прохождения облака. Эти показания затем использовались в качестве входной информации для разработанного ПС восстановления источника.

В качестве источника выброса была выбрана группа нуклидов радиоцезия. В процессе восстановления оценивались направление ветра, скорость ветра, класс устойчивости атмосферы и активность источника. При решении задачи восстановления источник рассматривался как единая группа с заданными соотношениями активностей внутри нее. Такое представление целесообразно для решения многих практических задач, поскольку соотношения активностей нуклидов в реальных авариях зачастую определяются реакторными соотношениями. Результаты восстановления приведены в табл.1 и на рис.3.

	· ·	L A
Параметр	Истинное значение	Восстановленное значение
Активность Cs-137	3.7e15	5.4e15
Скорость ветра, м/с	5	2
Направление ветра, от северного	340	330
Класс устойчивости атмосферы	С	С





Рис. 3. Результаты расчета по ПО «Нострадамус» (слева) и моделирования восстановленного сценария (справа). Представлены линии уровня мощности дозы от поверхности, мкЗв/ч

В данном случае алгоритм показал хорошую точность восстановления активностей и общей метеорологической картины. Значимая ошибка наблюдалась лишь в значении скорости ветра. Рассмотренный сценарий отличается тем, что в нем выполнены условия постоянства метеоусловий, заложенные и в полуэмпирической модели. Для реальных сценариев выброса это не всегда так. В таком случае алгоритм может давать значительную ошибку и должен быть усовершенствован за счет более сложных моделей переноса и выпадений, учитывающих различные метеорологические эффекты.

- 1. Арутюнян Р.В., Беликов В.В., Беликова Г.В., Сороковикова О.С. и др. Компьютерная система НОСТРАДАМУС для поддержки принятия решений при аварийных выбросах на радиационноопасных объектах // Известия академии наук, серия Энергетика, 2005. - No. 4.
- 2. Атмосфера: Справочник. Л.: Гидрометеоиздат, 1991. 509 с.
- 3. Общие положения безопасности АЭС. Методы расчета распространения радиоактивных веществ с АЭС и облучения окружающего населения //Безопасность в атомной энергетике: Нормативнотехнический документ 38.220.56-84.М.: Энергоатомиздат, 1984, т.1, ч.1, -52 с.
- 4. Методика расчета рассеяния загрязняющих веществ в атмосфере при аварийных выбросах. РД 52.18.717-2009. Обнинск, ООО «ПРИНТ-СЕРВИС», 2009.

Анализ исходных данных для моделирования литологического типа

Мосин С.И., студент 5 курса МФТИ

Научный руководитель: к.ф.-м.н. доцент МФТИ Савельева Е.А. Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН тел.: (495) 955-22-31, эл. почта: mosin@phystech.edu

1. Введение

В настоящее время все большее распространение при построении геологической модели для геофильтрационного геомиграционного моделирования все большее распространение получает использование литологических типов, вместо традиционных гидрогеологических слоев. При этом исходные данные для литологического моделирования являются более сложными, так как гидрогеологический слой построен из литологических неоднородностей различной протяженности по всем направлениям. Таким образом, при том же количестве скважин, информация для литологического моделирования является более разреженной и результат моделирования не обладает требуемой точностью. Для улучшения качества литологического моделирования можно использовать дополнительную информацию. Данная работа является первым шагом в направлении выбора и организации такой дополнительной информации.

В задаче по прогнозу литологического типа предполагается использовать следующие данные (признаки): координаты скважины, глубина центра литологического типа по вертикали, глубина начала обнаружения литологического типа, толщина литологического типа, топология рельефа, толщина осадочного чехла, толщина гидрогеологического слоя к которому отнесена литологическая неоднородность, толщина предыдущего и следующего гидрогеологического слоя. Число выбранных признаков достаточно велико, поэтому естественно желание снизить размерность признакового пространства, а также выявить наиболее существенные для задачи признаки. При этом сжатие должно быть осуществлено без существенных потерь информации об объектах. Сокращение размерности полезно, когда данные избыточны в информационном плане, то есть задачу можно решить с тем же уровнем эффективности и точности, но используя меньший объем данных.

Таким образом, в данной работе, во-первых рассматривается возможность снижения размерность пространства выбранных признаков для литологического моделирования без существенной потери информации, во-вторых, производится поиск оптимальной размерности сжатого пространства и алгоритма построения сжатого пространства. Для решения поставленной задачи в данной работе были рассмотрены два метода: линейный метод главных компонент (PCA) и метод, основанный на применении многослойного персептрона. Кроме того, проведена попытка выделить наиболее информативные признаки, основываясь на корреляционном анализе.

Объектом исследования был массив данных, включавший в себя набор из 12 признаков для 3192 измерений. Выбор размерности при сжатии основывался на ошибке восстановления исходных данных.

2. Линейный метод главных компонент

Метод главных компонент состоит в преобразовании исходного пространства признаков к ортогональному базису и вычислению информационной составляющей для каждого из них. Методология описана, например, в [1].

Исходные данные рассматриваются в виде матрицы $X = \{x_{ik}\}$, где *i* - номер измерения (*i*=1,...,*m*), *k* - номер признака (*k*=1,...,*n*), где n – количество признаков, m – количество измерений. Затем для удобства работы вычислялась нормированно-центрированная матрица $X = \{x_{ik}\}$, такая, что E(X) = 0и D(X) = 1. Она вычислялась по формулам:

$$\{x_{ik}\} = (x_{ik} - \overline{x}_k) / s_k, \ \overline{x}_k = \frac{1}{m} \sum_{i=1}^m x_{ik}, \ s_k = (\frac{1}{m-1} \sum_{i=1}^m (x_{ik} - \overline{x}_k)^2)^{\frac{1}{2}}.$$

На следующем этапе строилась матрица ковариаций $C = \{c_{ik}\}$:

$$c_{ik} = \frac{1}{m} \sum_{l=1}^{m} (x_{il} - \bar{x}_l) (x_{lk} - \bar{x}_k)$$

и искались собственные значения $\{\lambda_i\}$, такие что $\lambda_1 \ge \lambda_2 \ge ... \ge \lambda_n \ge 0$, и собственные вектора \vec{l}_i матрицы C. Далее вводилась величина w_i :

$$w_i = \frac{\lambda_1 + \lambda_2 + \ldots + \lambda_i}{\lambda_1 + \lambda_2 + \ldots + \lambda_n}, \ i \le n,$$

отвечавшая за «информативность» набора из і векторов нового пространства, $w_i \in (0,1]$. В новом базисе, куда осуществлялось преобразование исходных данных X = X * L, где $L = \{\vec{l}_i\}$ – матрица перехода к новому ортогональному нормированно-центрированному ортогональному базису происходил отбор наиболее «информативных» векторов:

$$X^{i} = X * L^{i},$$

где *i*-количество использованных векторов. Количество векторов варьировалось от 1 (наименьшее количество информации) до 12 (полного набора признаков). Для каждого номера i производилось восстановление данных – переход в исходное пространство данных

$$X = X^{i} * (L^{i})^{-1}$$

На последнем этапе производилось сравнение исходных данных с восстановленными. Для этого:

- 1) вычислялась ошибка восстановления матрица O = X X;
- 2) вычислялось среднее от среднеквадратичных отклонений.

В таблице 1 продемонстрированы полученные результаты. Таким образом, было выявлено, что размерность пространства признаков литологических данных целесообразно снизить до семи, при этом сохраняется около 90% информации.

Количество векторов	Bec	Среднее от среднеквадратичных отклонений
12	1	8.18369E-14
11	1	2.61183E-06
10	0.999878722	0.652017704
9	0.986892811	16.71331939
8	0.954439681	20.32325669
7	0.909024555	34.73491738
6	0.848480729	53.98213437
5	0.774105047	55.82365308
4	0.680806166	68.62029922
3	0.563544316	79.17310574
2	0.432148813	82.23017614
1	0.258802998	103.9822695

Таблица 1. Результаты, полученные в методе главных компонент

Далее проводился корреляционный анализ матриц X (исходные данные, 3192х12) и X (матрица, полученная при переходе к пространству меньшей размерности, 3192х7), чтобы выявить из «старого» пространства признаки, наиболее сильным образом связанные с выбранной системой векторов в сжатом

пространстве признаков. В результате данного анализа была получена матрица кросс-корреляций (Таблица 2). Наибольшие по модулю значения данной матрицы отвечают наибольшей зависимости между соответствующими векторами і и ј, они выделены в таблице 2. Таким образом, можно сделать вывод, что наибольшее значение имеют следующие признаки: координаты скважины, толщина литологического типа, толщина осадочного чехла, толщина гидрогеологического слоя к которому отнесена литологическая неоднородность.

0	0.0009	-0.2333	-0.0775	-0.222	<mark>0.3775</mark>	-0.0006
0	0.0002	-0.1336	0.0329	0.1989	<mark>-0.4235</mark>	0.0045
0	0.0268	0.016	0.009	-0.2703	-0.1956	-0.0682
0	0.0271	-0.0234	-0.015	0.2671	0.1794	0.0846
0	0.0004	-0.0051	0.1566	0.1058	<mark>0.3017</mark>	<mark>-0.6431</mark>
0	-0.0016	-0.2841	-0.0248	0.0112	-0.1353	0.004
0	-0.0006	0.036	-0.2582	<mark>-0.2909</mark>	0.2748	0.1774
0	0.0001	-0.0048	0.0248	-0.1392	-0.0461	-0.5132
0	0	-0.0051	<mark>0.3749</mark>	-0.4102	-0.1391	0.143
0	-0.0001	-0.0226	<mark>0.3846</mark>	0.1207	<mark>0.2984</mark>	0.2697
0	0.0002	0.0075	-0.0258	-0.1114	-0.1794	-0.2525
0	-0.0001	-0.0102	0.0233	-0.033	0.082	-0.1239

Таблица 2. Матрица корреляций для метода главных компонент

3. Персептрон

Нейронные сети широко применяются в задачах снижения размерности [2,3]. Поэтому на следующем этапе работы был проведен анализ данных при помощи пятислойного персептрона, схема которого показана на рис. 1. Для реализации персептрона использованы функции системы MatLab [4].



Рис 1. Схематический рисунок персептрона

На вход нейронной сети подавались 12 векторов по 3192 измерения $X = \{x_{ik}\}$. Сжатие признакового пространства происходило во 2-м и 3-м слоях персептрона. Во втором слое размерность снижалась до 10, а в третьем варьировалась от 1 до 10 соответственно. Для разного количества нейронов на 3-м уровне

данные, полученные на выходе сети, Х сравнивались с исходными данными Х. Строилась матрица

O = X - X, затем вычислялось среднее от среднеквадратичных отклонений по каждому из столбцов. Ошибки, полученные при сравнении, представлены на рисунке 2. На этом рисунке можно увидеть, что при 7 нейронах среднего слоя происходит изменение в поведении ошибки. Таким образом можно сделать вывод, что семи нейронов достаточно для описания пространства признаков.



Рис 2. Зависимость ошибки от уровня сжатия

4. Заключение

Растущие потребности в увеличении качества прогноза литологического типа привели к необходимости введения в модель дополнительной информации в виде расширенного набора признаков. В данной работе при помощи двух методов был проведен анализ пространства признаков на предмет их избыточности. Было показано, что исходная совокупность признаков обладает избыточной информативностью и, соответственно, размерность пространства признаков может быть снижена. Удалось снизить размерность пространства с 12 до 7. Причем полученная система признаков несет в себе приблизительно 90% информации.

- 1. Айвазян С. А., Бухштабер В. М., Енюков И. С., Мешалкин Л. Д. Прикладная статистика. Классификация и снижение размерности. М.: Финансы и статистика, 1989. 607.
- 2. Ежов А. А., Шумский С. А. Нейрокомпьютинг и его применения в экономике и бизнесе, Москва, 1998.
- 3. Круглов В. В., Борисов В. В. Искусственные нейронные сети. Теория и практика. Москва, Горячая линия Телеком, 2002.
- 4. MATLAB Documentation Center: http://www.mathworks.com/.
Обоснование различия темпов самоочищения загрязненных водоемов Восточно-уральского радиоактивного следа

Мызникова О.Г., м.н.с. ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н. зав. отделением ИБРАЭ РАН Уткин С.С. Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН тел.: (495) 955-23-43, эл. почта: omyz@ibrae.ac.ru

1. Введение

В результате аварии на ФГУП «ПО «Маяк» в 1957 г. радиоактивному загрязнению подверглась территория площадью около 20000 км² [1], получившая в дальнейшем название Восточно-уральский радиоактивный след (ВУРС). В течение многих десятков лет этот объект был и остается полигоном для уникальных радиоэкологических и радиобиологических исследований. В частности, многочисленные изыскания проводились на загрязненных непроточных и слабопроточных водоемах. Для двух из них -Урускуль и Бердяниш – результаты длительных экспериментальных наблюдений демонстрировали значительное различие в темпах самоочищения, несмотря на практически одинаковый уровень начального загрязнения. При моделировании поведения радионуклидов (долгосрочной миграции) в рассматриваемых водоемах в частности и непроточных пресноводных водоемах в целом наиболее часто используются двухкамерные модели [2,3,5,6,7], описывающие водоемы как систему "вода - донные отложения". Этот стандартный подход положен в основу "Методики прогнозирования состояния загрязнения водоемов при нарушении нормальной работы АЭС" [4]. Однако для рассматриваемых водоемов полученные с помощью них результаты не давали удовлетворительного совпадения расчетных и экспериментальных значений удельных активностей в компонентах водоемов для более поздних периодов времени после аварии [3,6,7], а для озера Бердениш значительные расхождения наблюдались и на ранних временах [3].

Целью данной работы является обоснование различия темпов самоочищения загрязненных водоемов. Для этого было необходимо создать модель озер, способную адекватно описать поведение радионуклидов с учетом релевантных факторов, а также проанализировать и уточнить ее ключевые параметры, определяющие темпы очищения водоемов.

2. Построение камерной модели водоемов

Для построения модели рассматриваемых водоемов предлагается взять за основу трехкамерную модель [2], отличающуюся от стандартного подхода - использованной ранее авторами [3, 4] двухкамерной модели – наличием дополнительного слоя на границе воды и донных отложений – обменного. Важность учета этого слоя как дополнительной камеры основано на результатах экспериментальных исследований водоемов после аварии на ЧАЭС, которые показали особую роль пограничного слоя в процессах перераспределения радионуклидов между водой и донными отложениями. Верхний подвижный слой донных отложении быстро накапливает активность за счет сорбции радионуклидов на взвесях и их седиментации, и определяет в дальнейшем процессы обмена радионуклидов между водой и низлежащими слоями донных отложений.

Принципиальная схема камер модели, изображенная на рисунке 1, как и все камерные модели, отражает поступление активности в камеры, ее перераспределение между ними, и ее выведение из камер. В качестве трех основных камер рассматриваются водная масса, и два слоя донных отложений – верхний обменный и нижний эффективный. Предлагаемая трехкамерная модель учитывает процессы радиоактивного распада, сорбцию и десорбцию радиоактивных веществ на взвесях в воде и донных отложениях, осаждение и взмучивание взвесей, диффузионный перенос радионуклидов между камерами. Вынос радиоактивных веществ из водоема не учитывается, т.к. рассматриваемые водоемы являются непроточными. Фильтрационные потери консервативно считаются равными нулю. Основные принятые консервативные упрощающие предположения аналогичны двухкамерной модели [3, 4], подробно описаны в методике [4] касаются мгновенности и равномерности рассматриваемых процессов проходящих в пределах камеры, свойств и параметров определяющих эти процессы. Данные

экспериментальных исследования по отбору проб в различных точках водоема показывают одинаковое распределение активности на разной глубине водоемов [6], т.е. пространственное распределение радионуклидов в воде можно не учитывать, что подтверждает корректность применения для прогнозирования миграции предлагаемой трехкамерной модели.



Система дифференциальных уравнений баланса активности для трехкамерной модели, отражает все описанные выше процессы, упрощения и допущения:

$$\frac{dA_{w}}{dt} = -\lambda A_{w} - \frac{U}{H} \alpha_{Tw} A_{w} + \frac{\psi}{h_{ex}} \alpha^{ex}_{Tb} \cdot A_{ex} - \frac{\beta_{1}}{H} \alpha_{pw} \cdot A_{w} + \frac{\beta_{1}}{h_{ex}} \alpha^{ex}_{pb} \cdot A_{ex} + Q_{in}$$

$$\frac{dA_{ex}}{dt} = -\lambda A_{ex} + \frac{U}{H} \alpha_{Tw} A - \frac{\psi}{h_{ex}} \alpha^{ex}_{Tb} \cdot A_{ex} + \frac{\beta_{1}}{H} \alpha_{pw} \cdot A_{w} - \frac{\beta_{1}}{h_{ex}} \alpha^{ex}_{pb} \cdot A_{ex} - \frac{\xi}{h_{ex}} \alpha^{ex}_{Tb} \cdot A_{ex} - \frac{\beta_{2}}{h_{ex}} \alpha^{ex}_{pb} \cdot A_{ex} + \frac{\beta_{2}}{h_{ef}} \alpha^{ef}_{pb} \cdot A_{ef}$$

$$\frac{dA_{ef}}{dt} = -\lambda A_{ef} + \frac{\xi}{h_{ex}} \alpha^{ex}_{Tb} \cdot A_{ex} + \frac{\beta_{2}}{h_{ex}} \alpha^{ex}_{pb} \cdot A_{ex} - \frac{\beta_{2}}{h_{ef}} \alpha^{ef}_{pb} \cdot A_{ef} - \frac{\gamma}{h_{ef}} \alpha^{ef}_{pb} \cdot A_{ef}$$

Где A_{w} , A_{ex} , A_{ef} – активность в воде, обменном и эффективном слое соответственно, Бк; h_{ex} , h_{ef} – толщина обменного и эффективного слоя, м; H – средняя глубина водоема, м; λ – постоянная распада радионуклида, 1/год; β_1 , β_2 и γ – коэффициенты диффузионного обмена между водной массой и донными отложениями, между обменным и эффективным слоем, и эффективным и низлежащими слоями донных отложений, м/год; U – гидравлическая крупность – эквивалентная скорость осаждения взвеси, м/год; ψ – интенсивность взмучивания донных отложений, м/год; m_{ex} , m_{ef} – объемная масса обменного и эффективного слоя в эффективный; α_{pw} , α_{pb}^{ex} и α_{pb}^{ef} – доли радионуклидов, находящихся в растворенной фазе для воды, обменного и эффективного слоя донных отложений, б/р; α_{Tw} , α_{Tb}^{ex} – и α_{ef}^{ef} – доли радионуклидов, сорбированные твердой фазой в воде, обменном и эффективном слое донных отложений, б/р;

$$\alpha_{pw} = \frac{1}{1 + S \cdot k^{w}_{d}}, \ \alpha_{Tw} = \frac{S \cdot k^{w}_{d}}{1 + S \cdot k^{w}_{d}}, \ \alpha^{ex}_{pb} = \frac{1}{1 + m_{ex} \cdot k^{ex}_{d}}, \ \alpha^{ex}_{Tb} = \frac{m_{ex} \cdot k^{ex}_{d}}{1 + m_{ex} \cdot k^{ex}_{d}}, \ \alpha^{ef}_{pb} = \frac{1}{1 + m_{ef} \cdot k^{ef}_{d}}, \ \alpha^{ef}_{Tb} = \frac{m_{ef} \cdot k^{ef}_{d}}{1 + m_{ef} \cdot k^{ef}_{d}},$$

где k^{w}_{d} , k^{ex}_{d} , k^{ef}_{d} – коэффициент распределения радионуклида между водой и взвесью в воде и между поровой водой и твердой фазой в донных отложениях, м³/кг;

Для описания скорости взмучивания - ψ формулой, полученной из усредненного по времени уравнения баланса массы наносов у дна, с учетом постоянства толщины обменного слоя [2, 4] :

 $\psi = \frac{U \cdot S - W_c \cdot m_{ef}}{m_{er}}$, где W_c – скорость осадконакопления водоема, м/год.

Источником дополнительного регулярного поступления радионуклидов является сток с загрязненной водосборной площади - *Q*_{in}, определяемый коэффициентом смыва χ , 1/год:

 $Q_{in}(t) = \chi \cdot Q(t)$, где Q(t) – активность водосборной площади на момент времени t, Бк;

$$\frac{dQ}{dt} = -\lambda \cdot Q - \chi \cdot Q \cdot$$

В начальный момент, т.е. сразу же после аварии, активность в камерах соответствует величине первоначальных выпадений: $Q(t=0)=Q_0, A_w(t=0)=A_w^0$

3. Проведение прогнозных расчетов

Система уравнений для трехкамерной модели, описанная выше, решалась с помощью расчетного комплекса Amber 5.7. В Amber моделировалась система камер, динамически связанных между собой потоками, соответствующими всем учитываемым в системе процессам (рисунок 2). Основными долгоживущими радионуклидами являются цезий-137 и стронций-90. В таблице 1 представлены основные параметры водоемов. Численные значения параметров, необходимых для расчета, были найдены в [2-7].

Таблица 1. Параметры водоемо	в для р	асчета			
Параметр, обозначение и размерность	оз.Урускуль	оз.Бердениш			
Физические характеристики[3]					
Площадь поверхности водоема	Sw	км ²	4.4	12.1	
Средняя глубина	Н	М	2	1.9	
Площадь водосбора	Sin	км ²	10 17		
Объем водоема	V	млн. м ³	8,8	11,7	
Характеристики радиоактивного загрязнения [3]					
Активность ⁹⁰ Sr, поступившего в водоем с выпадениями,	A^{0}_{w}	10 ¹² Бк	67	200	
Средняя плотность радиоактивного загрязнения местности ⁹⁰ Sr		кБк/м ²	26000	33000	
Среднегодовой коэффициент смыва 2 1/год			0.002[3, 4]		
Характеристики процессов миграции радионуклидов в воде					
отложениях					
Средняя скорость осадконакопления	W _c	м/год	0.0024	0.003	
Гидравлическая крупность частиц,	U	м/год	1100	1100	
Мутность воды	S	мг/л	5	5	
Толщина обменного слоя донных отложений[2] h_{ex} , см 0,5 (0,3-		,3-1,3)			
Толщина эффективного слоя донных отложений [2-7]	h _{ef}	М	0,07 [6] (0,05-0,1)		
Коэффициенты диффузионного обмена между водной массой и донными отложениями[2]	β_l	м/год	16* (1-100)		
Коэффициенты диффузионного обмена между обменным и эффективным слоем[2]	β_2	м/год	0,6** (0.3-5)		
Коэффициент распределения радионуклида между водой и взвесью в воде [2]		м ³ /кг	2	2	
Коэффициент распределения радионуклида между поровой водой и твердой фазой в донных отложениях обменного слоя[2]		м ³ /кг	1	1	
Коэффициент распределения радионуклида между поровой водой и твердой фазой в донных отложениях эффективного слоя[2]		м ³ /кг	1	1	
Объемная масса обменного слоя донных отложений[2]	m_{ex}	кг/м ³	30-150		
Объемная масса эффективного слоя донных отложений [2, 3, 4]	m_{ef}	кг/м ³	200-250		

* $\beta_1 = 16 \text{ м/год}$ - минимальное из возможного диапазона значений для характерной глубины водоема в 2 м, оцененная по формуле из [2]

** $\bar{\beta}_2 = 0, 6$ м/год - соответствует рекомендуемому значению в методике [4] и используется в расчетах в [3];

Полученные с использованием этих параметров результаты прогнозирования очищения воды водоемов изображены на рис.3 (вариант 1). Уточним прогноз, учтя некоторые зависимости параметров от времени:

• Величину толщины эффективного слоя донных отложений с учетом заиления можно оценить по формуле из [2] $h_{ef} = 2, 6 \cdot \sqrt{Dt} + W_c \cdot t$, где D – эффективный коэффициент диффузии, м²/год. Значение

которого для оз.Урускуль указано в работе [7]: $D=0,125 \ 10^{-4} \text{ м}^2/\text{год}$. Для оз. Бердениш будем считать его таким же. Полученные изменения прогноза изображены на рисунке 3 (вариант 2).

• Коэффициент массообмена между эффективным и обменным слоем донных отложений может быть определен по формуле (нестационарный коэффициент [2]): $\beta_2(t) = \sqrt{\frac{D'}{\pi t}}$, где D' -эффективный

коэффициент диффузии, учитывающий процессы сорбции, м²/год. Считая, что значений усредненного коэффициента массообмена за время т в [4] получены в соответствии с формулой из [2], для известных времен прогноза т (5 и 30 лет) $\overline{\beta}_2 = 2\sqrt{\frac{D'}{\pi\tau}}$, можно оценить неизвестное значение параметра $D'=7,85 \text{ м}^2/\text{год}$

[2, 4]. Результаты прогнозного расчета приведены на рисунке 3 (вариант 3)

Таким образом, уточняя каждый параметр мы пошагово приближаемся от среднестатистических значений параметров к конкретным объектно-ориентированным. После каждого уточнения мы отслеживали изменения результатов прогнозных расчетов.



Рис 3. Сопоставление расчетных и экспериментальных значений удельных активностей стронция-90 в воде оз. Урускуль и Бердениш для расчетов при различных значениях параметров: вариант 1 – сплошная кривая, вариант 2 – частый пунктир, вариант 3 – редкий пунктир, вариант 4 – двойная сплошная линия.

Как видно из полученных графиков изменения параметров значительно влияют на результат моделирования, что подтверждается результатами анализа чувствительности в статье [7]. Расчет для озера Урускуль хорошо согласуется с экспериментальными данными, чего нельзя сказать для расчета для озера Бердениш. Причин, объясняющих это, может быть несколько. Во-первых, это величина параметров распределения K_d , которые по данным в [6] существенно различаются для двух рассмотренных водоемов. На основании имеющихся данных попробуем определить разницу и получить некоторые количественные значение параметров. В соответствии с методикой [4] значения K_d изменяются в диапазоне от $1,4\cdot10^{-2}$ до 6,3 м³/кг для пресной воды и от $8\cdot10^{-4}$ до $8\cdot10^{-2}$ м³/кг для соленой, различные соли и минералы препятствуют процессам сорбции, т.е. чем соленее вода, тем меньше значение K_d . Вода в оз.Бердениш пресная, тогда как в оз. Урускуль слабощелочная солоноватая (причем соленость оз.Урускуль гораздо выше), что также согласуется с результатами [6], показывающими что величина K_d для оз. Бердениш в 3 раза выше чем в оз.Урускуль.

Для оз.Урускуль в статье [7] приведено значение параметра K_d для донных отложений и поровой воды, определенное экспериментально в ходе полевых работ, которое для стронция-90 составило 0,9±0,16 м³/кг, т.е. около 1 м³/кг. Тогда в соответствии с методикой [4] для воды и взвесей составит 2 м³/кг, что соответствует результату обобщения литературных данных и рекомендуемому для применения при проведении предварительных расчетов в [2]. Полученные результаты по оценкам параметра K_d были дополнительно подтверждены с помощью создания специальной геохимической модели (в программном пакете PHREEQC 2 [10]) для оценки влияния геохимических параметров.

Увеличение значения параметра для оз.Бердениш в трое относительно оз.Урускуль, что соответствует выводам полученным ранее, приводит к «опусканию» кривой (рисунок 3 –вариант 4) и значительно лучшему совпадению результатов моделирования и экспериментальных данных.

Для проведения более аккуратных расчетов необходимо дальнейшее уточнение параметров модели, определяемых, в основном, экспериментально – это эффективный коэффициент диффузии стронция в донных отложениях, мутность воды, коэффициенты распределения радионуклида между водой и взвесью в воде и между поровой водой и твердой фазой в донных отложениях (как было показано значение K_d является одной из определяющих величин), объемная масса обменного и эффективного слоя донных отложений.

4. Заключение

Для решения поставленной задачи была использована трехкамерная модель, чей потенциал позволяет более детально рассматривать обменные процессы между водой и низлежащими донными отложениями, а также были проанализированы основные факторы, определяющие процессы очищения.

В результате выполнения работы установлено, что скорость самоочищения рассматриваемых водоемов обусловлена интенсивностью тех или иных обменных процессов, определяемых с помощью соответствующих параметров, а наиболее существенное влияние на различие в темпах самоочищения оказывают процессы сорбции, т.е. величина коэффициент распределения радионуклида между жидкой и твердой фазой, параметра характеризующего поглотительную способность. Детальный анализ показал, что главным фактором, определяющим величину K_d, является степень минерализации и наличие конкурирующих ионов-аналогов. Уменьшение минерализации воды приводит к увеличению значения K_d.коэффициент распределения.

Проведенные исследования показали, что предложенная модель с учетом более точно определенных параметров приводит к хорошему согласию расчета и эксперимента.

Также остались нерассмотренными прочие параметры, различающиеся в двух рассматриваемых водоемах и влияющие на перераспределение радионуклидов такие как периодическая промывка водоема в годы высокой водности чистой водой; наличие биоты, и ее учет в процессах накопления радионуклидов в компонентах системы водоема, например, в зависимости от измеряемого параметра – процента зарастания; более точный учет минерального состава воды в модели. Рассмотрение этих факторов является целью дальнейших исследований в этом направлении.

Литература

- 1. Р.М. Алексахин, Л.А. Булдаков, В.А. Губанов и др. «Крупные радиационные аварии: последствия и защитные меры» Под общей редакцией Л.А.Ильина и В.А. Губанова/м., ИздАТ, 2001 752с.
- 2. А.В. Носов, А.Л. Крылов, В.П. Киселев, С.В. Казаков «Моделирование миграции радионуклидов в поверхностных водах», ИБРАЭ РАН М.Наука, Москва 2010г.-253с.
- 3. П.М. Стукалов, А.И. Смагин, Моделирование поведения радионуклидов в водоемах головной части ВУРС // Ядерная энергетика. - 2001 -№2. - С. 37 –44.
- 4. Методика прогнозирования состояния загрязнения водоемов при нарушении нормальной эксплуатации АЭС. РД 52.26 174-88 М.: Госкомгидромет, 1988. 48 с.
- А.И. Смагин, П.М. Стукалов, Радиоактивное загрязнение водоемов, расположенных на территории Восточно-Уральского государственного заповедника //Проблемы отдаленных последствий радиационных инцидентов. Тоцкий ядерный взрыв. Материалы межрегиональной научной конференции: Сб. работ. - 2000. - Екатеринбург. – С.12 – 24.
- 6. Ф.Я. Ровинский. Поведение стронция-90 и некоторых других долгоживущих продуктов деления в непроточных водоемах (диссертация) 1964 201 л.
- 7. С.В. Фесенко, О.Г. Скотникова, А.М. Скрябин и др, Моделирование долгосрочной миграции цезия-137 и стронция-90 в непроточном пресноводном водоеме. Радиационная биология. Радиоэкология, 2004, том 44, №4, с.466-472.
- 8. С.В. Казаков, Управление радиационным состоянием водоемов-охладителей АЭС, Техника Киев, 1995г.
- 9. Денисова А.И., Нахшина Е.П., Новиков Б.И., Рябов А.К. Донные отложения водохранилищ и их влияние на качество воды, Киев, Наукова думка, 1987.
- 10. Parkhurst D.L., Appelo C.A.J. User's guide to PHREEQC (VERSION 2) a computer program for speciation, batch-reaction, one-dimensional transport, and inverse geochemical calculations, Denver, Colorado, 1999

Применение кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 для моделирования зависания ТВС БН-600 в газовой полости

Назарова С.Н., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.ф.-м.н. Мосунова Н.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 276-20-00, доб.452, эл. почта: nazarova@ibrae.ac.ru

1. Введение

Документом, обосновывающим безопасность АЭС на всех этапах её жизненного цикла, является отчёт по обоснованию безопасности. В качестве его составной части должны быть представлены результаты расчётов различных режимов работы реакторной установки (РУ) с использованием аттестованных программных комплексов (расчётных кодов). В рамках ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010-2015 годов и на перспективу до 2020 года» реализуется проект «Коды нового поколения», целью которого является обеспечение конструкторов, проектантов и эксплуатирующих организаций АЭС с РУ БР расчётным инструментарием, необходимым для выполнения проектно-конструкторских работ и обоснования безопасности проектов. В рамках вышеуказанного проекта в ИБРАЭ РАН разрабатывается системный теплогидравлический код HYDRAпредназначенный для решения задач нестационарной теплогидравлики IBRAE/LM/V1 [1], применительно к реакторным установкам и экспериментальным стендам с натриевым, свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями, включая обеспечение возможности моделирования водяного контура и теплообменного оборудования, важного с точки зрения безопасности реакторной установки. В соответствии с требования технического задания код должен обладать возможностью моделировать различные режимы работы АЭС с РУ на быстрых нейтронах, в том числе – зависание ТВС в газовой полости.

Целью настоящей работы является верификация расчётного кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 для возможности его использования для оценки температуры оболочек твэлов в процессе транспортировки ТВС РУ БН-600 в бассейн выдержки в случае прерывания процесса транспортировки по какой-либо внешней причине.

2. Постановка задачи

При транспортировке TBC из активной зоны реактора по перегрузочному тракту имеет место нагрев сборки за счёт остаточного энерговыделения. При этом в случае, если температура оболочки твэла превышает предельное значение, при котором возможна его разгерметизация, возникает аварийная ситуация. Так как на пути TBC в перегрузочном тракте нет эффективных способов ёе охлаждения, возникает потребность в оценке температурных режимов TBC и времени достижения критических значений температуры оболочек твэлов в процессе транспортировки TBC в бассейн выдержки в случае прерывания процесса транспортировки (зависания TBC в газовой полости).

В настоящей работе рассматривается задача верификации кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 для моделирования задачи зависания ТВС РУ БН-600 в газовой полости. Приведём характерные параметры для данной задачи, на основании которых должна строиться матрица верификации:

- ТВС зоны среднего обогащения (127-стержневая сборка, установленная в активной зоне) и ТВС боковой зоны воспроизводства (37-стержневая сборка) имеют треугольную упаковку стержней с шагом 7,95 мм и 14,8 мм, длина твэлов 2,445 м и 2,1 м, диаметр твэлов 6,9 мм и 14 мм соответственно;
- тип топлива UO₂;
- сборки чехловые, геометрические размеры чехла: размер «под ключ» 96 мм, толщина чехла 2 мм;
- при зависании TBC находится в воздухе комнатной температуры при нормальном давлении.

3. Методы решения задачи

Для расчёта температур оболочек твэлов в ТВС в газовой среде должны моделироваться следующие процессы и явления:

- теплогидравлика однофазного газа: нестационарное течение газа внутри каналов сборки с учётом потерь энергии на трение, ускорения и преодоления гидростатического напора;
- конвективный теплообмен: теплообмен газа с поверхностью оболочек твэлов и внутренней поверхностью чехла ТВС, а также теплообмен при естественной конвекции газа на внешней поверхности чехла ТВС;
- теплопроводность: перенос тепла в твэлах и чехле ТВС;
- излучательный теплообмен: перенос энергии излучением внутри TBC, а также излучательный теплообмен между внешней поверхностью чехла TBC и окружающей средой.

Модели всех вышеуказанных процессов реализованы в коде HYDRA-IBRAE/LM/V1. При этом в коде используются общие модели, позволяющие моделировать TBC с различными типами топлива, конфигурациями стержней и в различных газовых средах.

В рамках настоящей работы была подобрана верификационная база и проведена верификация кода применительно к ТВС РУ БН-600 в соответствующем диапазоне режимных и геометрических параметров.

Ниже приведено краткое описание приближений, в которых моделируется каждый из вышеуказанных процессов в коде HYDRA-IBRAE/LM/V1.

Течение однофазного газа внутри чехловой ТВС описывается в одномерном (канальном) приближении, в рамках которого предполагается, что изменение характеристик потока происходит только в направлении вдоль по потоку. Для решения задачи записываются балансовые уравнения сохранения энергии, импульса и массы, которые дополняются уравнениями состояния и замыкающими соотношениями.

Потери давления на трение для однофазного потока определяются по формуле (1):

$$\left(\frac{dP}{dz}\right)_{g} = \xi \frac{1}{d} \frac{G_{g}^{2}}{2\rho_{g}},$$
(1)

$$\xi = \begin{cases} \xi_{1} & \text{для} \quad \text{Re} \le 2300 \\ \xi_{1} - (\xi_{1} - \xi_{1}) \exp\left(-\frac{\text{Re} - 2300}{1 - 2300}\right) \text{для} \quad \text{Re} > 2300, \end{cases}$$

где

$$\xi_{1} = \frac{64}{\text{Re}}, \ \xi_{t} = \frac{1}{\left[1,74 - 2\lg\left(R + \frac{49}{\text{Re}^{0.91}}\right)\right]^{2}}, \ Re = \frac{G_{g} \cdot d}{\mu_{g}}, \ d - \text{диаметр трубы, м; } G_{g} - \text{расход}$$

газа, кг·с⁻¹·м⁻²; ρ_g – плотность газа, кг·м⁻³; R – шероховатость ячейки; μ_g – динамическая вязкость газа, H·c/м².

Для моделирования конвективного теплообмена используется следующая корреляция (2):

где Ra = Gr · Pr; Gr= $\frac{g \cdot \beta \cdot \Delta T \cdot L^3}{v^2}$; β – коэффициент объёмного расширения, 1/K; L – определяющий

размер, м; $\Pr = \frac{v}{a}$; v – кинематическая вязкость, м²/c; а – температуропроводность, м²/c.

Для моделирования переноса тепла в чехле и твэлах решается двумерное уравнение теплопроводности.

При моделировании радиационного теплопереноса используется модель излучательного теплообмена в системе стержней тепловыделяющей сборки. Поглощение излучения в газовой среде не учитывается. Самым важным этапом в расчёте излучательного теплопереноса является вычисление коэффициентов переизлучения между излучательными поверхностями (стержни, чехол). Соответствующие соотношения, используемые в коде, получены в [2]. После построения полной

матрицы коэффициентов переизлучения, их подстановка в систему уравнений для излучательных потоков и решение данной системы дают полное решение задачи об излучательном теплопереносе в системе.

Остаточное энерговыделение рассчитывается кодом ГЕФЕСТ [3] и задаётся в качестве исходных данных.

4. Верификация кода и прикладные расчёты

В результате проведённой работы была подготовлена матрица верификации кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 применительно к поставленной задаче, в которой представлен перечень процессов и явлений, протекающих при зависании ТВС в газовой полости, а также перечислены экспериментальные установки и аналитические тесты, которые позволяют провести верификацию используемых в коде моделей. Фрагмент матрицы верификации приведён в таблице 1.

Степень п	рисутствия явления или			Экспериментальные установки						
проце + 0 – явлени	сса в эксперименте: – присутствует не присутствует е или процесс не играют заметной роли	Вид режима		Экспериментальные стенды		Аналитические тесты				
Явления *		Нагрев ТВС в газовой атмосфере	Нагрев ТВС в газовой атмосфере с хвостовиком, погруженным в нагрий	TBC C-112 в газовой среде	Расхолаживание рабочего пакета реактора БОР-60 в газовой среде	127-стержневая сборка, ЦКТИ, г. Санкт-Петербург	Радиальная теплопроводность в полом цилиндре	Аксиальная теплопроводность	Излучательный теплоперенос между коаксиальными цилиндрами	Излучение в системе трех тел
Теплопро- водность	Теплопроводность в радиальном направлении	+	+	+	+	+	+	-	-	-
	Теплопроводность в аксиальном направлении	+	+	+	+	0	-	+	-	-
	Нестационарная теплопроводность	+	+	+	+	-	+	+	-	-

таулица т. Фрагмент матрицы верификации	Таблица	1.	Фрагмент	матрицы	и верификации
---	---------	----	----------	---------	---------------

Эксперименты из матрицы верификации были промоделированы кодом HYDRA-IBRAE/LM/V1, а также проведена оценка погрешности расчёта кодом экспериментальных данных. В частности, ниже рассмотрены результаты верификации кода на эксперименте, проведённом в ЦКТИ [4]. Целью эксперимента было получение значений температур имитаторов твэлов (127 электрообогреваемых трубок), помещённых в шестигранный кожух с водяной «рубашкой». Эксперимент проводился при заданном линейном тепловыделении в пучке Q=483 Вт/м и известной температуре чехла T_{тр}=278 K, постоянной по периметру сборки. Термопары располагались в 14 трубках в районе центрального поперечного сечения модели, а также на чехле пакета.



Рис. 1. Температуры поверхности каждого ряда имитаторов твэлов и температура на поверхности чехла (номер ряда – 8)

Результаты расчета температуры поверхности твэлов и чехла представлены на рисунке 1.

видно представленного Как ИЗ графика, совпадают результаты расчётов хорошо с экспериментальными данными. Расхождение наблюдается только в значении температуры внешнего ряда твэлов. Это может объясняться значительным перепадом температур в сечении твэла: внешняя часть, обращённая к чехлу, холоднее внутренней. Кроме того, в какой части твэлов располагались термопары в эксперименте не уточняется.

Относительная погрешность расчёта температур рядов имитаторов твэлов составляет 1,2%.

После проведения верификационных расчётов было выполнено моделирование зависание TBC зоны среднего обогащения реактора БH-600 в воздушной среде кодом HYDRA-IBRAE/LM/V1. В результате расчётов были получены температуры оболочек твэлов. На рисунке 2 показана максимальная температура оболочки центрального твэла в зависимости от времени. Видно, что стационарное значение температуры, равное 1035 К, устанавливается через 8000 с. Значение критической температуры, показное на графике, соответствует эксплуатационному пределу для твэлов БН-600.



температуры оболочки центрального твэла от времени для 127-стержневой сборки



Рис. 3. Температура твэлов и чехла ТВС по высоте для 127-стержневой сборки

Распределение температуры оболочки центрального твэла, внешнего ряда твэлов и чехла ТВС в установившемся состоянии показано на рисунке 3. Положение максимума температуры соответствует максимуму энерговыделения – на середине высоты активной зоны. Из-за теплопроводности аксиальное поле температуры сглаживается и нагретыми оказываются также и нижние ячейки твэлов в области газовой полости, где энерговыделение отсутствует. Естественная конвекция газа и тепловое излучение на внешней поверхности чехла являются основными механизмами теплоотвода от ТВС.

Кроме того, был выполнен анализ неопределённостей и чувствительности результатов расчётов к значениям коэффициента черноты поверхностей твэлов и коэффициента теплопередачи, характеризующегося числом Нуссельта. Была показана высокая чувствительность результатов по отношению к первому параметру и слабая – ко второму.

5. Заключение

В результате работы была составлена матрица верификации и проведена верификация расчётного кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 применительно к задаче зависания ТВС РУ БН-600 в газовой полости. Показано, что код с хорошей точностью моделирует все экспериментальные данные.

Был выполнен расчёт задачи зависание TBC зоны среднего обогащения реактора БН-600 в воздушной среде. Показано, что значение температуры оболочки центрального твэла, соответствующее эксплуатационному пределу для твэлов БН-600, достигается через 47 минут. Однако на полученный результат существенно влияет значение коэффициента черноты поверхностей твэлов, которое в данном расчёте было принято равным 0,3.

Литература

- 1. Отчёт (заключительный) о НИОКР «Разработка интегрированных систем кодов нового поколения для разработки и обоснования безопасности ядерных реакторов, проектирования АЭС, создания технологий и объектов ядерного топливного цикла. Этап 2013 года». Этап 4. Инв. № 60 ДСП.
- Васильев А.Д., Кобелев Г.В. Результаты разработки модуля радиационного теплообмена между структурами АЗ и ВКУ корпуса реактора при тяжелых авариях на АЭС с ВВЭР (модуль МРАД) / Препринт IBRAE 2003-09, ИБРАЭ, Москва, 2003, 56 с.
- Фромзель В.Н., Фромзель Л.В., Вдовец Н.В. Методика определения эффективной теплопроводности сборки твэлов и расчет температурного поля в сборках, размещенных в вертикальных контейнерах // Процессы тепломассообмена и гидродинамики в системах безопасности АЭС с ВВЭР-640: Сб. трудов. СПб: АООТ «ППО ЦКТИ». 1997. – С. 139-150.
- 4. Селезнев Е.Ф., Белов А.А. Расчётное сопровождение эксплуатации БН-600 // Атомная энергия, 2010. Т.108. Вып. 4. С. 256-259.

Веб-библиотека графических обозначений элементов энергетического оборудования

Николаев М.А., аспирант 3 года ГНЦ РФ - ФЭИ им. А.И.Лейпунского

Научный руководитель: нач.отд. ГНЦ РФ - ФЭИ им. А.И.Лейпунского Юферов А.Г.

ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт им. А.И.Лейпунского

тел: 8 910 526 57 01, эл.почта: M.A.Nickolaev@gmail.com

Современная тенденция развития систем автоматизированного проектирования следует парадигме «текст+код», предусматривающей текстовое представление чертежей и его интеграцию с вычислительными кодами проектных расчётов. Такой подход ликвидирует ряд узких мест, обусловленных как традиционной «бумажной» технологией работы с проектной документацией, так и возникших в процессе компьютеризации деятельности конструктора [1]. Реализуются, в частности, следующие возможности:

- модифицируемость чертежей, их повторное использование и управление библиотеками чертежей;
- параметризация, масштабирование, автоматический вывод на чертёж размеров и расчётных характеристик (масс, объёмов и т.д.) с использованием, например, стандартной открытой технологии DOM;
- обеспечение валидности, согласованности и верифицируемости конструкторской документации;
- поддержка в единой технологии и в единой языковой среде всех уровней описания изделия на всех этапах жизненного цикла изделия, - принципиальная схема, сборочный, монтажный чертежи, - и всех видов проектно-эксплуатационной документации, с использованием, например, стандартов ГОСТ Р ИСО 10303 (стандарт обмена данными о модели изделия);
- унификация мнемосхем и чертёжных графических элементов, автоматическая генерация монтажной схемы на основе принципиальной и т.п.;
- автоматическая генерация или корректировка конструкторской документации по результатам оптимизационных проектных расчётов;
- динамический графический интерфейс в АСУ ТП, придание функциональности мнемосхемам и изменение их состава (конфигурации) в зависимости от наличия и состояния элементов оборудования.

Первый шаг на пути решения перечисленных задач – использование текстового формата для представления чертежей. Для этих целей в высокой степени подходит формат SVG [2]. В данной работе описана реализация в формате SVG условных графических обозначений (УГО) энергетического оборудования, предусмотренных ГОСТами 21.403-80, 2.789-74, а также использованных в ряде работ, посвященных оптимизации энергетического оборудования [3-10].

Однажды созданный svg-чертёж может многократно совершенствоваться в различных направлениях, пополняться деталями, сценариями или быть оформлен как объект для вставки в другие чертежи. Необходимые манипуляции могут быть выполнены как с помощью графических редакторов, так и в тексте соответствующего svg-файла программно или вручную. В этом существенное положительное отличие формата SVG от других векторных форматов, требующих для обработки специфической среды.

На практике для чертежа определённого класса, например тепловой схемы энергоустановки, у чертёжника вырабатывается характерная разметка, определяющая возможное размещение и соединение УГО (сетка УГО). В технологии SVG сетка УГО строится тривиально. При наличии такой стандартной разметки можно строить сложные схемы, пользуясь только текстовым редактором для указания ячейки сетки и помещаемого в неё УГО. При этом описание требуемого УГО может находиться во внешнем (библиотечном) файле. Пример подобного позиционирования УГО показан на рисунке 1.



Рис 1. Пример компоновки УГО на сетке

В данном случае три условных графических обозначения, - реактор, парогенератор, турбина,- закодированы следующим образом.

Реактор:

```
<pattern id="PWR" patternUnits="userSpaceOnUse"
x="0" y="0" width="40" height="40"
style="fill: none; stroke: blue; stroke-width: 0.5;">
<rect x="10" y="10" width="20" height="20"/>
<line y1="10" x1="20" y2="0" x2="20"/>
<line y1="30" x1="20" y2="40" x2="20"/>
<circle cx="20" cy="20" r="5"/>
<line y1="20" x1="16" y2="20" x2="24"/>
</pattern>
```

Парогенератор:

```
<pattern id="steam" patternUnits="userSpaceOnUse"
patternContentUnits="userSpaceOnUse"
x="0" y="0" width="40" height="40"
style="fill: none; stroke: blue; stroke-width: 0.5;">
<line y1="5" x1="20" y2="10" x2="20"/>
<line y1="30" x1="20" y2="35" x2="20"/>
<line y1="13" x1="13" y2="13" x2="27"/>
<line y1="13" x1="13" y2="13" x2="27"/>
<line y1="5" x1="70" y2="5" x2="90"/>
<circle cx="20" cy="20" r="10"/>
<path d="M 5 15 h 20 L 20 20 L 25 25 h -20 "/>
</pattern>
```

Турбина:

```
<pattern id="turbine" patternUnits="userSpaceOnUse"
x="0" y="0" width="40" height="40"
style="fill: none; stroke: blue; stroke-width: 0.5;">
<line y1="0" x1="15" y2="30" x2="15"/>
<line y1="5" x1="25" y2="40" x2="25"/>
<line y1="10" x1="15" y2="5" x2="25"/>
<line y1="30" x1="15" y2="35" x2="25"/>
</pattern>
```

Очевидна как простота кодирования УГО, так и возможность любой необходимой правки. Оформленные тегами <pattern>, УГО клонируются на чертеже в необходимом количестве посредством ссылок без повторения кода. Так, размещение УГО на рисунке 1 задаётся следующим кодом, который можно интерпретировать как заполнение графическими элементами ячеек квадратной сетки, наложенной на чертёж:

```
<rect fill="url(#PWR)" stroke="blue" stroke-width=".05"
x="40" y="40" width="40" height="40"/>
<rect fill="url(#steam)" stroke="blue" stroke-width=".05"
x="80" y="40" width="40" height="40"/>
<rect fill="url(#turbine)" stroke="blue"
stroke-width=".05"
x="120" y="40" width="40" height="40"/>
```

Разумеется, такая мозаика может составляться и на сетке с другими базовыми элементами. Например, для оперативного построения картограмм активных зон ячейки сетки могут быть правильными треугольниками или шестиугольниками. Более мелкая сетка, присутствующая на рисунке 1, предназначена для построения связей УГО. Подобный принцип вложенности или многослойности, характерный для веб-разметки, предоставляет широкие возможности для настройки и редактирования svg-чертежа.

На следующей странице на рисунке 2 приведен полный svg-файл, описывающие фрагмент тепловой схемы ЯЭУ, а на рисунке 3 – его отображение в браузере. Можно считать, что это заготовка чертежа, которую можно детализировать по мере необходимости, или оформить как именованный блок посредством тегов <g> или cpettern> для повторного использования.

```
<?xml version="1.0" encoding="Windows-1251"?>
<svg width="250mm" height="120mm" viewBox = "0 0 250 120" version="1.1"</pre>
    xmlns="http://www.w3.org/2000/svg"
    xmlns:xlink="http://www.w3.org/1999/xlink">
<defs>
<q id = "PWR"
               style = "fill: none; stroke: blue; stroke-width: .5;">
<rect x="50" y="50" width="20" height="20"/>
y1="50" x1="60" y2="40" x2="60"/>
v1="70" x1="60" y2="80" x2="60"/><circle cx="60" cy="60" r="5" />
y1="60" x1="56" y2="60" x2="64"/> </g>
<g id = "PWR_steam_generator" style="fill: none; stroke: blue;</pre>
stroke-width: .5;">
  <text x="62" y="48" font-family="Arial" font-size="4"
font-weight="normal" > 275C, 6 MIa </text>
y1="50" x1="60" y2="45" x2="60"/>
y1="70" x1="60" y2="75" x2="60"/>
y1="53" x1="53" y2="53" x2="67" />
y1="25" x1="90" y2="25" x2="110" />
<circle cx="60" cy="60" r="10"/>
<path d="M -20 55 h 85 L 60 60 L 65 65 h -45 v 55 h -40"/> </g>
<g id = "GCN" style="fill: none; stroke: blue; stroke-width: .5;">
<circle cx="45" cy="45" r="10" />
<text x="41" y="41" font-family="Arial" font-size="4" > FUH </text>
<rect x="55" y="40" width="10" height="10"/>
<circle cx="75" cy="45" r="5" />
<path d = "M 45 35 v -5"/> <path d = "M 45 55 v 5" />
<path d = "M 57 40 v -5"/> <path d = "M 57 50 v 5" />
<path d = "M 63 50 v 5" /> <path d = "M 65 45 h 5" /> </g></defs>
<use xlink:href="#PWR" x="30" y="10"/>
<use xlink:href="#GCN" x="45" y="55"" />
<use xlink:href="#PWR steam generator" x="110" y="-5" />
<text x="91" y="59" font-family="Verdana" font-size="4" fill="blue" >
322C, 16 MTa </text>
<text x="91" y="84" font-family="Verdana" font-size="4" fill="blue" >
289C </text>
</svq>
```

Рис 2. SVG-файл схемы первого контура ВВЭР



Рис 3. Отображение в браузере svg-файла схемы первого контура ВВЭР

Перспективность формата SVG обусловлена его простотой, открытостью, широкой поддержкой и согласованность с другими стандартами и веб-технологиями. Ещё более важное основание для освоения и использования формата SVG состоит в том, что постепенно этот формат становится основой (пока рекомендуемой, в перспективе – обязательной) электронного документооборота в сфере проектной документации самых различных отраслей. Это вызвано очевидной потребностью в наличии стандартных унифицированных форматов обмена информацией, в частности, чертёжной. В отличие от других графических форматов SVG достаточно просто сшивается с расчётными программами для отображения на чертеже числовой информации или анимации чертежей.

В качестве дальнейших задач в сфере применения формата SVG для описания, визуализации и расчёта схем энергетического оборудования можно указать следующие.

- Создание библиотеки УГО, модифицированных с учётом практики построения схем энергетического оборудования. В частности, необходимо усовершенствование геометрии УГО применительно к их использованию на стандартных сетках, чтобы упростить масштабирование и построение связей.
- 2. Создание библиотеки анимированных (повороты, масштабирование, заливка, динамический текст и т.д.) графических обозначений элементов энергетического оборудования для поддержки расчётных задач и динамической графики в АСУ ТП.
- 3. Интеграция с базами фактографических данных для накопление трафаретов, шаблонов и сценариев работы с svg-файлами.
- 4. Интеграция с языком EXPRESS стандарта ГОСТ Р ИСО 10303 для описания моделей изделий. Обе технологии основаны на XML, что упрощает эту задачу.

Текущая версия библиотеки УГО энергетического оборудования размещена в сети Интернет в открытом доступе на FTP-сайте.

Литература

- 1. Хорафас Д., Легг С. Конструкторские базы данных. М.: Машиностроение, 1990.
- 2. Scalable Vector Graphics (SVG) 1.1 (Second Edition). W3C Recommendation. http://www.w3.org/TR/2011/REC-SVG11-20110816/
- 3. ГОСТ 21.403-80. ЕСКД. Обозначения условные графические в схемах. Оборудование энергетическое.
- 4. ГОСТ 2.701-84. ЕСКД. Правила выполнения схем.
- 5. ГОСТ 2.789-74. ЕСКД. Обозначения условные графические. Аппараты теплообменные.
- 6. Гордеева И.В., Кауркин В.Н. и др. Выполнение тепловых схем энергетических установок. М.: Издательский дом МЭИ, 2010.
- 7. Левенталь Г. Б., Попырин Л. С. Оптимизация теплоэнергетических установок, М., «Энергия», 1970.
- 8. Попырин Л. С. Математическое моделирование и оптимизация теплоэнергетических установок. М.: Энергия, 1978.
- 9. Попырин Л. С. Математическое моделирование и оптимизация атомных электростанций. М.: Наука, 1984.
- 10. Попырин Л.С., Самусев В.И., Эпельштейн В.В. Автоматизация математического моделирования теплоэнергетических установок. М.: Наука, 1981.

Состояние и перспективы разработки веб-комплекса теплофизической оптимизации ЯЭУ

Николаев М.А., аспирант 3 года ГНЦ РФ - ФЭИ им. А.И.Лейпунского

Научный руководитель: нач.отд. ГНЦ РФ - ФЭИ им. А.И.Лейпунского Юферов А.Г.

ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт им. А.И.Лейпунского

тел: 8 910 526 57 01, эл.почта: M.A.Nickolaev@gmail.com

В докладе описываются результаты разработки вычислительного веб-комплекса (BBK) теплофизической оптимизации ЯЭУ. Подобные веб-комплексы являются средством решения поставленных Росатомом задач сохранения отраслевых знаний [1] и внедрения технологий единого информационного пространства для обеспечения работ в рамках того или иного комплексного проекта [2]. Таким образом, практическая цель разработки состоит в организационно-технологическом усовершенствовании процедур теплофизической оптимизации ЯЭУ, чтобы обеспечить:

- удалённый доступ специалистов к вычислительным ресурсам и методическим материалам;
- организацию вариантных расчетов с сохранением исходных данных и результатов в базе данных;
- автоматическую сверку исходных данных для обеспечения гарантированной согласованности результатов, получаемых различными группами расчётчиков в рамках одного проекта;
- накопление материалов по истории и версиям проекта;
- использование всеми пользователями общего сертифицированного и верифицированного массива библиотек констант и стандартных справочных данных;
- постоянную доступность актуализированных программ и баз данных;
- упрощение валидации и верификации программных продуктов на основе сравнительных расчётов в едином информационном пространстве;
- обеспечение доступа к «унаследованному» программному обеспечению;
- доступ заинтересованной общественности к методикам и результатам обоснования инновационных проектов в сфере ядерной энергетики;
- дистанционное обучение методикам теплофизической оптимизации ЯЭУ.

Очевидно, реализация этих возможностей даёт новое качество в организации и эффективности любых проектных расчётов. Теплофизическая оптимизация выбрана для первоочередной реализации как главная задача проектирования ядерных энергетических установок, определяющая их экономичность, безопасность и эксплуатационную эффективность. В этой задаче необходимо учитывать большое число независимых проектных переменных, проводить вычисления на базе различных кодов, первоначально не ориентированных на интегрированный согласованный расчёт, сопоставлять большой объём экспериментальных и расчётных данных. Всё это создаёт организационные и вычислительные проблемы, связанные с получением гарантированно адекватных результатов моделирования и оптимизации. В настоящее время появилась возможность усовершенствования организации проектных расчётов на основе концепции единого информационного пространства, в котором пользователи работают удалённо посредством вебдоступа. Эволюционно развивающееся единое информационное пространство проекта, реализованное в виде интернет-сайта (вычислительного веб-комплекса), охватывает константные базы данных, методики и колы проектных расчётов, позволяет накапливать исходные данные и результаты вариантных расчётов для последующего анализа и сопоставления, предоставляет возможность добавления или реализации новых программных кодов. В настоящее время описываемый веб-комплекс функционирует в локальной сети предприятия. Планируется его размещение в открытом доступе в сети Интернет.

Информационная архитектура ВВК

В настоящее время информационная архитектура создаваемого веб-комплекса теплофизической оптимизации ЯЭУ в определённой степени стабилизировалась. Основные базы данных BBK реализованы на платформе MySQL. Однако это не исключает применения баз данных других форматов. Каждая вебстраница фактически автономна и может использовать специфические средства для обращения к базам данных. Так, подсистема управления вычислительными заданиями использует отдельную базу данных, содержащую всего 5 таблиц. Здесь таблица Files хранит информацию об исполняемых файлах. Таблица InputNames служит для формирования заданий на расчёт. Таблица Orders хранит информацию о каждом расчётном задании, обеспечивая его уникальность. Информация о входных данных и результатах расчётов накапливается в таблицах InputFiles и OutputFiles. Такую структуру базы данных для организации вариантных расчётов можно считать унифицированной, поскольку она позволяет обращаться как к расчётным модулям в среде BBK, так и к ранее созданным консольным приложениям, которые включаются в состав BBЦ посредством интерфейса CGI.

Функциональное наполнение ВВК

Функциональное наполнение, связанное с обеспечением работоспособности BBK, в частности, с поддержкой пользовательских интерфейсов, реализовано большей частью средствами языка PHP, то есть на основе открытого программного обеспечения. При разработке не использовались известные фреймворки (шаблоны), чтобы не перегружать лишними элементами сайт BBK, для которого одним из основных требований является минимальное время реакции на запрос. С другой стороны, использование многочисленных готовых шаблонов PHP при необходимости позволит проводить быструю модификацию BBK в различных направлениях.

Текущие усилия направлены на наполнение вычислительных разделов ВВК. В настоящее время реализуются алгоритмы из ряда нормативных документов [4-8], а также из работ, описывающих конкретные процедуры теплофизического расчёта и оптимизации ЯЭУ [9-11 и др.]. В перспективе можно каждой ранее опубликованной монографии, касающейся тех или иных проектных расчётов, сопоставить сайт с активным содержанием, обеспечивающий дальнейшее развитие, интеграцию и унификацию ранее достигнутых результатов и их эффективное освоение всеми заинтересованными специалистами [3]. Аналогичным образом организуется работа с проектными документами и расчётами в рамках единого информационного пространства проекта. Основной проблемой является увязка алгоритмов по данным и результатам, поскольку упомянутые нормативные документы фактически не регламентируют перечень исходных данных и результатов, которые необходимо использовать или получить в рамках вариантного теплогидравлического расчёта ЯЭУ. Кроме того, в зависимости от типа ЯЭУ одни и те же величины могут вычисляться или задаваться как входные независимые. Например, подогрев теплоносителя для ЯР БН вычисляется по температурам на входе и выходе реактора, а для ВВЭР задаётся как входная независимая величина. Поэтому перечень возможных расчётов предоставляется пользователю в терминах содержательных задач, ориентированных на конкретный тип ЯЭУ или парогенератора. Страница задачи в таком случае – это экранная форма для ввода исходных данных и отображения результатов в табличной и графической форме (рисунок 1).



Рис. 1. Пример компоновки текстовых и графических данных на веб-странице

Результаты расчётов сохраняются в базе данных. Кроме того, результаты могут быть скомпонованы по дополнительному запросу в «бумажный» отчет формата doc (левая часть на рисунке 2), то есть, в принципе, в некоторый конечный документ по данному этапу проектных расчётов. Разработка и стандартизация структуры подобных отчётов является самостоятельной задачей, решение которой позволит существенно повысить продуктивность работы расчётчиков. Для построения графиков используется ди-

намический графический вывод в технологии SVG (Scalable Vector Graphics), позволяющий масштабировать графики в окне браузера и отображать координаты точек графика.



Рис. 2. Пример текстовых и графических элементов страницы вывода результатов

Пользовательский интерфейс ВВК

Основной принцип разработки пользовательского интерфейса BBK – максимальная информационная насыщенность и заполненность каждой веб-страницы. При этом, как показывает опыт эксплуатации BBK, и страницы исходных данных, и страницы результатов должны сопровождаться развёрнутым справочным аппаратом, формирование которого весьма трудоёмко и требует привлечения специалистов с большим опытом проектных расчётов.

Алгоритмы оптимизации

Для решения задач оптимизации BBK использует унифицированную схему, ориентированную на описание с желаемой детальностью всего ландшафта области проектных переменных. Для её реализации используются различные алгоритмические решения, в частности, генерация последовательностей точек, равномерно заполняющих пространство проектных переменных [12], а также специально разработанные алгоритмы сканирования пространства проектных переменных [13]. Полученные подобным образом точки в пространстве проектных переменных определяют план вычислительного эксперимента. План эффективен в следующем смысле:

- Исключается дублирование значений вычисляемого функционала, возникающее на эквидистантных сетках, когда искомый функционал слабо зависит от некоторых проектных переменных.
- Для детализации ландшафта функционала новые точки добавляются без пересчета ранее выбранных.
- Алгоритм генерации использует ранжирование проектных переменных и нумерацию точек в соответствии с принятым ранжированием. Это обеспечивает наглядное представление вычисляемых функционалов путём отображения многомерного пространства на отрезок.

Количество проектных переменных при теплофизической оптимизации ЯЭУ в определённом приближении относительно невелико (подогрев теплоносителя, давление и гидравлическое сопротивление в первом контуре, давление и температура пара перед турбиной, давление в конденсаторе), так что указанная развёртка на отрезок получается обозримой и пригодной для анализа. Результаты расчётов в каждой точке на пути движения к оптимуму сохраняются в базе данных. Это позволяет визуализировать отдельные области пространства проектных переменных, оценить стоимость достижения оптимума, существенность его отличия от текущего проектного варианта, эффективность варьирования проектных переменных и т.д. Применительно к ЯЭУ описываемая схема оптимизации конкретизируется как последовательно-рекурсивный (иерархический) анализ блоков ЯЭУ, в котором результаты расчёта текущего блока являются исходными данными для последующего или основанием для изменения и пересчёта параметров предшествующего блока. На каждом уровне иерархии допускаются параллельные циклы оптимизации по параметрам, не зависящим друг от друга.

Можно добиться определённой унификации, если каждый блок ЯЭУ рассматривать как теплообменник, разбивая его при необходимости на участки, и в качестве исходных величин, определяющих начальное приближение к оптимуму, задавать поверхность теплообмена и гидравлические сопротивления. Унификация достигается также путём представления используемых математических моделей в форме

$$F_{1}(x_{1}, F_{2}(x_{2}, \dots, F_{n}(x_{n}) = 0)) = 0,$$
(1)

где вложенные функции отражают n уровней иерархии связей блоков ЯЭУ. На каждом уровне иерархии могут присутствовать несколько независимо оптимизируемых блоков со своими моделями вида F(x)=0, где любой элемент вектора проектных переменных x. Например, в такой форме представляется модель ЯЭУ в терминах гидравлических сопротивлений:

$$\Delta P_{\text{пгрт}}(\Delta P_{\text{пгтн}}(\Delta P_{\text{аз}}(t_{\text{пв}}, n_{\text{твэл}}), H_{\text{пг}}(\Delta P_{\text{пе}}, \Delta P_{\text{исп}}(q_{ucn}), \Delta P_{\text{эк}})) = 0,$$

где ΔP - гидравлические сопротивления активной зоны, парогенератора, перегревателя, экономайзера и испарителя по трактам теплоносителя и рабочего тела, $H_{\rm nr}$ - поверхность нагрева парогенератора, $t_{\rm ns}$ – температура питательной воды на входе в парогенератор, $n_{\rm твэл}$ – количество тепловыделяющих элементов, q_{ucn} – тепловая нагрузка испарителя.

Структура зависимостей (1) определяет схему базы данных для хранения функций $F_1, ..., F_n$ и векторов проектных переменных $x_1, ..., x_n$, а также порядок их варьирования. Логика варьирования и вызова соответствующих вычислительных модулей основана на унифицированной для произвольной глубины иерархии блоков *n* программной реализации оператора суммирования

$$V = \sum_{j_1=0}^{\nu_{11}} \sum_{j_2=0}^{\nu_{12}} \dots \sum_{j_1=0}^{\nu_{1n}} V(j_1, j_2, \dots, j_n) .$$

Это оператор можно интерпретировать как выражение для оценки аддитивного функционала, в частности, массы и объёма подсистем ЯЭУ на основе данных конструктивных элементов, или как описание обхода узлов иерархии подсистем, или как способ адресации записей в таблице базы данных для хранения аргументов и значений вычисляемого функционала.

Литература

- 1. «Росатом» делится знаниями. Под ред. В.А. Першукова. ГК «Росатом», 2012.
- 2. Пасынков В. А. Краткие характеристики программы трансформации информационных технологий Госкорпорации «Росатом» на период 2010–2014 гг. Международный форум АТОМЭКСПО 2010. http://www.2010.atomexpo.ru/mediafiles/u/files/Present/7.6 Pasynkov.pdf
- 3. Очков В.Ф., Александров А.А, Орлов К.А. и др. Сетевые расчеты процессов и циклов теплоэнергетических установок // Новое в российской электроэнергетике, №10, 2008.
- 4. Оборудование теплообменное АЭС. Расчет тепловой и гидравлический. РТМ 108.031.05-84. Л.: Изд.НПО ЦКТИ, 1986.
- 5. Рекомендации, правила, методики расчёта гидродинамических и тепловых характеристик элементов и оборудования энергетических установок. РТМ 1604.062-90. Физико-энергетический институт, 1991.
- 6. Тепловой и гидравлический расчет теплообменного оборудования АЭС. Методические указания. РД 24.035.05-89.
- Расчётные соотношения и методики расчёта гидродинамических и тепловых характеристик элементов и оборудования водоохлаждаемых ядерных энергетических установок. РБ-040-09.
- 8. Методика и зависимости для теоретического расчёта теплообмена и гидравлического сопротивления теплообменного оборудования АЭС. РТМ 24.031.05-72. Изд. ЦКТИ, 1972.
- Долгов В. Н. Оптимизация параметров судовых ядерных энергетических установок. Л.: Судостроение, 1980.
- 10. Ильченко О.Т. Тепло- и массообменные аппараты ТЭС и АЭС. К.: Вища школа, 1992.
- Андреев П.А., Гринман М.И., Смолкин Ю.В. Оптимизация теплоэнергетического оборудования АЭС. М.: Атомиздат, 1975.
- 12. Соболь И.М. Многомерные квадратурные формулы и функции Хоара. М.: Наука, 1969.
- 13. Николаев М.А., Юферов А.Г. Алгоритмы организации вариантных проектных расчетов. Научно-технический вестник Поволжья. 2013, №6, с. 388-393.

Описание программно-информационного и аппаратно-технического комплексов в составе ОБОЯН

Нилов И.В., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н Крючков Д.В. Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН тел.: (495) 955-23-43, эл. почта: nilov@ibrae.ac.ru

1. Введение

Для обеспечения безопасности вывода из эксплуатации объектов ядерного наследия необходимо оценить возможные риски и минимизировать возможность поступления радионуклидов в окружающую среду. С целью анализа состояния объектов и прогнозной оценки их безопасности создается ОБОЯН - комплекс программных и технических средств для обоснования ядерной и радиационной безопасности объектов, содержащих радионуклиды, в условиях возможности их поступления за пределы барьеров безопасности в результате процессов, связанных с нарушением защитных свойств этих барьеров. В комплексе предусмотрена программная реализация моделей и механизмов, описывающих соответствующие процессы.

ОБОЯН состоит из двух взаимосвязанных частей: программно-информационный комплекс (ПРОН), который служит для расчетного анализа и хранит исчерпывающую информацию об объектах ядерного наследия и аппаратно-технический комплекс (КИРО), предназначенный для актуализации необходимых параметров с использованием современного оборудования, входящего в его состав (рисунок 1).



Рис.1. Интерфейс комплекса ОБОЯН

2. Программно-информационный комплекс

Ядром всей системы ОБОЯН является программно-информационный комплекс. В него входит три основных части: информационное обеспечение, расчетное моделирование и сервисное обеспечение (рисунок 2).



Рис. 2. Интерфейс выбора разделов программно-информационного комплекса

Раздел «Информационное обеспечение содержит два блока: справочные данные и характеристики объектов (рисунок 3).

«Справочные данные» необходимы как полноценная база данных, в которой хранится информация об объектах, информация для типовых расчетов и методические данные. Подразделы, входящие в блок:

- Каталог радионуклидов» необходим для хранения данных о приблизительно 2000 радионуклидах, их цепочек распада, минимально значимой удельной активности, допустимой объемной активности, уровне вмешательства и удельной активности, видах распада и энергии фотонов- все это необходимо для расчетов миграции радионуклидов в почве и воде, а также для расчетов деградации барьеров безопасности. Данные наполняются из открытых источников (ОСПОРБ, НРБ и пр.).
- Раздел «Миграционные параметры» необходим для расчета миграции радионуклидов, и, в частности, содержит информацию о грунтах, их пористости, коэффициентах диффузии, фильтрации, плотности и т.д. Данные экспортируются в качестве исходных данных в расчетный модуль моделирования миграции.
- «Параметры деградации барьеров» служат для расчетов разрушения искусственных барьеров безопасности и содержит данные о влажности, осадках, облачности, глубине промерзания грунта и о других необходимых параметрах процесса деградации.
- «Состав материалов» является служебным разделом и содержит изотопный состав каждого отдельного материала (бетон, алюминий, чугун, сталь и другие), плотность и концентрацию ядер. Каждому материалу присваивается идентификационный номер, по которому данные привязываются к объекту и используются в расчетах.
- В разделе «Сведения о ЯРОО» на карте отображаются предприятия и объекты, входящие в них. До сих пор не было единого перечня всех объектов, доступных для работы специалистам отрасли, в рамках создания комплекса такая возможность реализуется. В форме об объекте содержится информация о типе объекта, его жизненный цикл, дата запуска и ВЭ, реализация проектов и мероприятий, а также сведения об истории эксплуатации. На данный момент в базе данных хранится информация о более чем 500 объектах, среди которых такие организации как ОАО «СХК», ФГУП ПО «Маяк», ФГУП «РосРАО» и другие. В финальной версии программы будет отображено около 2500 объектов, что сделает ее уникальной и не имеющих аналогов в России. Данные берутся непосредственно от предприятий, которые в процессе первичной регистрации заполняли подробные инвентаризационные формы по объектам. Таким образом, информация в ОБОЯН не только самая полная, но и самая актуальная на данный момент.
- Раздел «Методические данные» содержит в себе документы, ранжированные по категориям: международные обязательства, федеральные законы, постановления президента и правительства, федеральные нормы и правила, методические рекомендации и пр. Открывается документ в том же виде, в котором загружался, чаще всего это файл формата Word или PDF. На данный момент в программу загружены основные документы и законы, которые необходимы при анализе и обосновании безопасности.

Все расчеты выполняются для конкретного объекта (пункты хранения, ядерная установка) и поэтому важным практическим звеном всей системы является раздел «Характеристики объектов». Раздел содержит информацию по объекту, его расположение и состояние, 3-D и САПР модели объекта, радиационные характеристики и параметры вмещающей среды. Также в результате взаимодействия с расчетными модулями строятся модели, выполняются необходимые расчеты и прогнозные оценки состояния объектов. Объектами для приоритетного обследования в 2014 году выбраны промышленные площадки организаций ФГУП «ПО «Маяк», и ОАО «СХК».

В блоке «Сервисное обеспечение» происходит обработка и визуализация данных, полученных из блока «Информационное обеспечение» и «информационного блока КИРО-2015», здесь же происходит построение 3D-моделей и визуализация расчетных данных. Блок «Расчетное моделирование» нацелен на проведение миграционных (в грунте, водной, воздушной среде) расчетов, расчетов радиационных полей (с помощью программных средств, использующих Монте-Карло метод), а также радиационных рисков. Взаимодействие всех трех блоков обеспечивает полноценное функционирование всего комплекса.



Рис. 3. Состав системы информационного обеспечения

3. Комплекс аппаратурно-технических средств инженерного и радиационного обследования

Для получения актуальных данных, а также для подтверждения данных, полученных расчетным путем, создан комплекс КИРО и охватывает три направления исследований: измерение радиационных характеристик, изменение конструкционных характеристик и определение свойств вмещающих среды (рисунок 4).



Рис. 4. Интерфейс комплекса КИРО

Для измерения радиационных характеристик используется оборудование, служащее для исследований дифференциальных и интегральных энергетических распределений нейтронного и гамма излучения, а также позволяющее определить эквивалентную дозу и мощность эквивалентной дозы излучения каждого вида. С помощью дозиметра-радиометра решается большинство радиометрических задач, связанных со сканированием поверхностей с целью снятия картограмм распределения МЭД и поверхностного загрязнения. Гамма-визор же позволяет оперативно дистанционно обнаружить и получить визуальное отображение источников гамма-излучения и определить координаты локальных источников.

Измерение конструкционных характеристик проводится с применением оборудования, состоящего из толщинометра (с его помощью проводится измерение толщины стенок стальных труб и изделий из

металла, чугуна, пластика и других материалов), испытательного пресса (для статических испытаний на сжатие образцов бетонов, кирпича и других материалов). Для проверки на дефекты внутреннего состояния труб, сосудов и внутренних полостей других объектов будет использоваться система телеинспекции.

Определение свойств вмещающей среды требует значительное количество разнообразных приборов, часть из которых предназначена для работы в полях и дистанционной передаче данных (ph-метр, полевая лаборатория Литвинова), другая часть приспособлена исключительно для лабораторных исследований(климатическая камера, муфельная печь, приборы для определения коэффициента фильтрации).

Общий перечень охватывает набор средств, необходимый для детального анализа состояния конструкций, определения состава грунтов, оценки радиационных характеристик объекта и включает в себя:

- дозиметрическое, радиометрическое оборудование для измерения плотности потока альфа, бета, гамма излучений, мощности экспозиционной дозы, гамма-излучений, а также поиска и локализации радиоактивных источников и загрязнений;
- приборы неразрушающего контроля состояния конструкций, выявления мест утечек, оценки возможности определения остаточного ресурса сооружений ОЯН методом отбора проб и испытаний прочности;
- приборы физико-химического анализа с целью оценки коррозионной активности грунтов по отношению к инженерным барьерам безопасности;
- геолокационное оборудование, позволяющее определить уровни залегания и минерализацию подземных вод, получать данные о литологии и водных свойствах пород, составе и характеристиках почв.

Расширенный набор технических средств предполагается использовать при проведении практических работ по обследованию и анализу безопасности объектов ядерного наследия, выбранных для приоритетного обследования в 2014 году.

4. Заключение

Работы по созданию комплекса ОБОЯН выходят на завершающую стадию – стадию апробирования методов его применения. Структура комплекса предполагает использование в нем принципиально разнородных систем, ориентированных на моделирование совокупности процессов, значимых с точки зрения обоснования безопасности, формирование информационной основы для такого моделирования, включая общепринятые информационные ресурсы и полученные на основе прямых измерений актуальные данные по конкретным объектам.

В течение 2014-2015 годов планируется комплексное применение аппаратных и программных средств при обследовании ОЯН и сбор полной детализированной информации об объектах исследования с выходом к концу 2015 года на верификацию как отдельных модулей, так и всего комплекса в целом. После 2015 года комплекс будет готов к полномасштабному практическому использованию для анализа безопасности на объектах ядерного наследия.

Влияние пространственной кинетики на эффективность органов СУЗ в реакторах на быстрых нейтронах

Панова И.С., аспирант 2 года ИБРАЭ РАН Научный руководитель: д.т.н. Селезнев Е.Ф. Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН тел.: (495) 955-23-11, эл. почта: panova@ibrae.ac.ru

Введение

Для управления ядерным реактором при любых режимах его работы используют органы системы управления и защиты. Основные их функции заключаются в компенсации избыточной реактивности, управлении мощностью реактора и аварийном останове реактора. Состав, конструкция и число стержней СУЗ в реакторе определяется на стадии проектирования, ориентируясь на такие показатели, как состав активной зоны, продолжительность микрокампании, соответствие правилам ядерной безопасности. Эффективность системы компенсирующих органов СУЗ в идеальном случае должна быть равна проектному запасу реактивности, а эффективность органов аварийной защиты должна быть достаточной для перевода реактора в подкритическое состояние. Установка органов СУЗ меньшей или большей эффективности влияет на безопасность и экономические показатели АЭС.

Эффективность органов СУЗ

Эффективность органа СУЗ определяется как изменение реактивности при его введении в активную зону реактора. Методика её определения при проектировании реактора осуществляется на базе расчета коэффициента размножения двух стационарных состояний реактора: при расположении органа СУЗ на верхнем концевике и при его погружении в активную зону.

Изменение положения органа СУЗ влияет на баланс нейтронов в реакторе, являясь причиной возникновения переходных процессов. Работа с органом СУЗ приводит к внесению локального возмущения в реактор, деформирующего стационарную форму поля нейтронов. Эффективность определяется долей нейтронов, поглощенных материалом органов СУЗ, т.е. она пропорциональна потоку нейтронов в области его расположения. Таким образом, изменение формы поля нейтронов может повлиять на эффективность органа СУЗ.

При малых возмущениях подобные пространственные эффекты проявляют себя слабо и использование приближения точечной кинетики или стационарного расчета не приведет к серьезным отклонениям. В случае больших возмущений и размерах активной зоны влияние пространственных эффектов усиливаются и могут повлиять на безопасность реакторной установки.

Необходимость учета пространственных эффектов в первую очередь важна для быстропротекающих процессов, т. е. для неасимптотических процессов, в течение которых плотность потока нейтронов не успевает принять асимптотическую форму и отсутствует справедливость разделения пространственных и временной переменной для функции плотности потока нейтронов. В рамках таких процессов отсутствует возможность пользоваться классической функцией ценности нейтронов, т.к. последняя интерпретирует асимптотическую мощность реактора.

Для проведения расчетных экспериментов по исследованию кинетики реакторов на быстрых нейтронах в ИБРАЭ РАН была разработана программа ТІМЕ. Она предназначена для решения нестационарных уравнений переноса нейтронов в трехмерной гексагональной геометрии в мало- и многогрупповом диффузионных приближениях с учетом спектра запаздывающих нейтронов и наличия источника внешних нейтронов. В программе рассчитываются интегральные и локальные характеристики реактора, такие как поле нейтронов, энерговыделение, реактивность, параметры кинетики, эффективность детекторов и т.д. В качестве возмущения реактора в программе ТІМЕ рассматриваются нестационарные процессы, протекающие при измерении эффективности стержней СУЗ штатным методом «сброса стержня».

Также в рамках договорных работ с Белоярской АЭС было разработано программное средство обработки сигналов экспериментов по измерению эффективности органов СУЗ с учетом

пространственных эффектов, реализующее трехпараметрическое решение обращенного уравнения кинетики. Помимо расчета эффективности органа СУЗ, эффективного источника нейтронов и эффективности детектора, программа предусматривает построение интегральных характеристик отдельных органов СУЗ и их систем. Для снижения погрешностей результатов расчета программа снабжена инструментами по уменьшению шумов в экспериментальном сигнале. Для исследования пространственных эффектов имеется возможность проведения обсчета по сигналу как от одного из шести детекторов, так и по среднему значению от нескольких (всех) детекторов в любой комбинации. Удобный интерфейс и гибкая организация обработки входных данных позволяет проводить как потоковый расчет по сигналам измерения нескольких (всех) органов СУЗ, так и редактирование отдельного эксперимента.

При исследовании влияния пространственных эффектов на эффективность органов СУЗ на базе решения пространственной нестационарной задачи были рассмотрены следующие процессы:

- влияние скорости ввода органа СУЗ в активную зону;
- влияние условий, предшествующих сбросу органа СУЗ;
- влияние точки расположения детекторов;
- влияние точки расположения органа СУЗ.

В качестве расчетной модели использовалась активная зона быстрого реактора, основанная на сборке БФС-105/2. Сборка БФС-105-2 состоит из активной зоны (210 топливных сборок) и бокового экрана (601 сборок бокового экрана). В качестве делящегося материала в топливных сборках используется низкофоновый плутоний. В сборках бокового экрана состоят из двуокиси обедненного урана. В активной зоне расположены стержни штатных органов СУЗ: 6 стержней аварийной защиты, 6 стержней компенсаторов реактивности, 2 стержня регулирующих органов и 17 экспериментальных стержней, состав которых повторяет топливную композицию топливной сборки, но над верхним торцевым отражателем расположен поглотитель. В качестве поглотителя используются карбид бора.

Влияние скорости ввода органа СУЗ в активную зону

Для изучения влияния скорости ввода органов СУЗ в активную зону были рассчитаны два эксперимента по сбросу одного и того же органа СУЗ, но с разной скоростью: за 5 сек (быстрый ввод) и за 50 сек (медленный ввод). Графики изменения реактивности после окончания движения РО СУЗ представлены на рис. 1.



Puc.1. Графики изменения реактивности после окончания движения органов СУЗ при их различной скорости ввода

Видно, что при эксперименте на реакторе ввод одного и того же органа СУЗ в активную зону с разной скоростью может привести к различным показаниям его эффективности.

При большей скорости падения стержня его эффективность будет выше ($|\rho_{3KC}^{50}| > |\rho_{3KC}^{500}|$), поскольку поглощающий материал вводился в больший поток нейтронов. Данные результаты были

экспериментально подтверждены на БФС-105/2.

При медленном вводе стержня с течением времени накапливается больше предшественников запаздывающих нейтронов, поведение которых проявляется не сразу, а спустя несколько десятков секунд. Таким образом, реактивность для эксперимента с медленным вводом РО СУЗ становится больше, чем при быстром вводе, спустя некоторый период времени ($|\rho_{\star}^{5g}| < |\rho_{\star}^{50g}|$).

По истечению большого промежутка времени, составляющего несколько сотен секунд, реактивность для обоих экспериментов приобретает одинаковое значение, и реактор достигает нового асимптотического состояния. Таким образом, запаздывающие нейтроны в быстрых реакторах могут определять асимптотику некоторых нестационарных процессов.

Влияние условий, предшествующих сбросу органа СУЗ

Система аварийной защиты должна срабатывать при достижении уставки аварийной защиты, т.е. при быстром росте мощности реактора. Поэтому были проведены и рассчитаны эксперименты, исследующие влияние условий, предшествующих сбросу органов СУЗ. В первом случае сброс РО СУЗ осуществлялся из стационарного состояния реактора, во втором - при введении в реактор положительной реактивности, осуществленной при помощи другого стержня СУЗ.

Ввиду того, что ввод положительной реактивности приводит к уменьшению доли запаздывающих нейтронов, то эффективность стержня СУЗ при его сбросе в разгоняющийся реактор меньше, чем при критическом состоянии. То есть фактическая эффективность стержня СУЗ при аварийных условиях будет меньше рассчитанной или определенной из эксперимента при нормальных условиях. Причем, уменьшение эффективности стержня СУЗ пропорционально величине предварительного разгона.

Данные результаты были экспериментально подтверждены на БФС-105/2.

Влияние точки расположения детекторов

Расчет эффективности органов регулирования осуществляют на базе обработки экспериментального сигнала при помощи ОРУК. При этом предполагают, что мощность реактора пропорциональна скорости счета детектора, однако аналитическая взаимосвязь этих двух параметров отсутствует. Поэтому при измерении временной зависимости какого-либо процесса в локальной точке реактора вводят понятие эффективности детектора, которая зависит от потока нейтронов в точке его расположения.

Наличие пространственных эффектов в реакторе могут искажать сигнал детектора, изменяя его эффективность. Для случая внесения большого возмущения при экспериментах показания детекторов по трем независимым каналам могут сильно расходиться. Особенно эта задача актуальна для активных зон с большим отношением диаметра к высоте.





В программе ТІМЕ имеется возможность решить задачу оптимизации расположения детекторов для конкретного эксперимента. На рис. 2 представлены графики изменения эффективности детекторов при

их различном высотном расположении в пределах одного канала.

Проведенные расчеты, показали, что при измерении эффективности стержней СУЗ наиболее стабильной высотной точкой расположения детекторов является середина канала. Результаты расчетов по сигналу, полученному от детекторов, расположенных вверху или внизу активной зоны, будут содержать большую погрешность.

Влияние точки расположения органа СУЗ

Выбор точки внесения возмущения влияет на продолжительность переходных процессов в реакторе и может также уменьшить влияние пространственных эффектов. Для поиска оптимальной области расположения органов СУЗ использовались знания о форме первой гармоники.

Так как в зонах экстремума первая гармоника затухает медленнее, то изменение локальных характеристик в этих областях будут протекать дольше. В связи с этим были проведены исследования по влиянию внесения возмущения в реактор в точке экстремума первой гармоники и на её знакопеременной границе на продолжительность переходных процессов.

Результаты расчетов показали, что ввод реактивности в зоне экстремума первой гармоники характеризуется большими изменениями и обеспечивает более длительный выход реактора на асимптотику.

Заключение

Эффективность органов регулирования является важной для безопасности реактора характеристикой. Однако ввиду её зависимости от поля нейтронов различные пространственные эффекты в реакторе могут повлиять на неё.

В работе на основе прямого решения пространственной нестационарной задачи для быстрого реактора было показано, что эффективность органов СУЗ может меняться

- в результате различной скорости ввода органа СУЗ в активную зону (при быстром вводе эффективность будет выше);
- в зависимости от условий, предшествующих сбросу органа СУЗ (предварительный ввод положительной реактивности уменьшает эффективность РО СУЗ).

Основная причина таких отклонений заключена в специфике кинетики быстрых реакторов по сравнению с кинетикой тепловых реакторов, а точнее, в спектре запаздывающих нейтронов. Спектр запаздывающих нейтронов (средняя энергия ≤0,5 МэВ) несколько мягче спектра мгновенных нейтронов (2 МэВ), но все же расположен в области высоких энергий. Поскольку в быстрых реакторах основная доля процессов деления происходит при энергии 0,1-0,5 МэВ, а в тепловых реакторах нейтроны замедляются до 0,025 эВ, то роль запаздывающих нейтронов в кинетике быстрого реактора проявляется сильнее.

Для минимизации влияния пространственных эффектов и повышения точности результатов экспериментов на стадии проектирования реакторной установки необходимо решать задачу оптимизации расположения детекторов и органов СУЗ.

Литература

- 1. Джадд А. Реакторы размножители на быстрых нейтронах. М.: Энергоатомиздат, 1984.
- 2. Селезнев Е.Ф. «Некритичность» критического реактора». ВАНТ Сер. Физика и техника ядерных реакторов, М., вып.1, 1999.
- 3. Белл Д., Глесстон С. Теория ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1974.
- 4. Фейнберг С.М., Шихов С.Б., Троянский В.Б. Теория ядерных реакторов, М., Атомиздат, 1978.

Развитие ланжевеновского подхода к изучению Броуновской коагуляции

Половников П. В., студент 6 курса ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.ф.-м.н. проф. МФТИ Вещунов М.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (915) 483-63-53, эл. почта: ppv@ibrae.ac.ru

1. Введение

Данная работа является продолжением и дополнением предыдущей работы, представленной автором на прошлогодней конференции «Школа Молодых Ученых ИБРАЭ РАН - 2013» [1]. Исследование посвящено коагуляции Броуновских частиц. Движение Броуновских частиц описывается с помощью уравнения Ланжевена – второго закона для движущейся частицы. В уравнение входит случайная составляющая силы со стороны окружающих частицу молекул.

В предыдущем докладе [1] рассматривалось движение одинаковых частиц, были получены и представлены значения ядра коагуляции, вычисляемого в рамках нового подхода [2] из скорости заметания объема $\beta = \langle \delta V / \delta t \rangle$ эффективной частицей радиусом $R_{eff} = R_1 + R_2$ и коэффициентом диффузии $D_{eff} = D_1 + D_2$ для двух частных случаев с числами Кнудсена, соответствующими переходному режиму. Эти значения сравнивались с аналогичными результатами, полученными при упрощенном моделировании движения Броуновских частиц (движение частиц как дискретные скачки с фиксированной или переменной длиной [2,3]). Результаты расчетов, основанных на разных подходах, оказались очень близки.

В данной работе представлены значения ядра коагуляции для более широкого диапазона чисел Кнудсена, охватывающего все режимы движения частиц. Эти результаты так же сравнивались с расчетами, основанными на упрощенной модели миграции частиц. Дополнительно был рассмотрен случай движения частиц разной массы, получены значения ядра коагуляции и сделаны выводы о влиянии отношения масс и коэффициентов сопротивления на скорость заметания объема.

2. Математический аппарат

2.1. Случай одинаковых масс

В случае одинаковых масс движение эффективной частицы описывается с помощью следующих уравнений.

Общий вид уравнения движения Броуновской частицы – уравнение Ланжевена:

$$m\,d\boldsymbol{\nu}/dt = -f\boldsymbol{\nu} + \boldsymbol{X}.\tag{1}$$

Свойства случайной силы Х:

$$\langle \mathbf{X}(t) \rangle = 0, \quad \langle \mathbf{X}(t)\mathbf{X}(t') \rangle = \mathbf{6}fkT\delta(t-t').$$
 (2)

Интегрируя уравнение движения, получаем следующие уравнения для скорости и перемещения частицы [4]:

$$\boldsymbol{v} = \boldsymbol{v}_0 exp(-\frac{f}{m}t) + \boldsymbol{B}_1, \tag{3}$$

$$\mathbf{r} = \mathbf{r}_0 + (m/f)(\mathbf{v} + \mathbf{v}_0)(1 - \exp(-\frac{f}{m}t))(1 + \exp(-\frac{f}{m}t))^{-1} + \mathbf{B}_2.$$
(4)

Нулевым индексом обозначены величины в начальный момент времени. Переменные **B**₁ и **B**₂ это случайные величины, имеющие Гауссово распределение с нулевым математическим ожиданием и дисперсией:

$$< B_1^2 >= (3kT/m)(1 - exp(-2\frac{f}{m}t)),$$
 (5)

$$< B_2^2 >= (6kTm/f^2)(\frac{f}{m}t - 2(1 - exp(-\frac{f}{m}t))(1 + exp(-\frac{f}{m}t))^{-1}).$$
 (6)

Эти формулы позволяют получить скорости и координаты в любой момент времени, зная их начальные значения. При переходе к безразмерным переменным ($\tau = \frac{f}{m}t, v^* = \frac{mv}{fR}, r^* = \frac{r}{R}$) можно получить [5], что такое движение полностью описывается одним безразмерным числом – диффузионным числом Кнудсена

$$Kn_D = \frac{\sqrt{kTm}}{fR} \,. \tag{7}$$

Таким образом, задавая это число, мы можем описывать движение эффективной частицы при различных режимах с помощью уравнений

$$\boldsymbol{v}^* = \boldsymbol{v}_0^* exp(-\tau) + \boldsymbol{B}_1^*, \tag{8}$$

$$\boldsymbol{r}^* = \boldsymbol{r}_0^* + (\boldsymbol{v}^* + \boldsymbol{v}_0^*)(1 - exp(-\tau))(1 + exp(-\tau))^{-1} + \boldsymbol{B}_2^*, \tag{9}$$

$$< B_1^{*2} >= 3Kn_D^2 (1 - exp(-2\tau)),$$
 (10)

$$\langle \mathbf{B}_{2}^{*2} \rangle = 6Kn_{D}^{2} \left(\tau - 2(1 - exp(-\tau))(1 + exp(-\tau))^{-1}\right)$$
(11)

2.2. Случай разных масс

 r_2^*

В случае частиц разной массы движение каждой из них описывается аналогичными уравнениями, что и в предыдущей главе. При переходе к безразмерным величинам видно, что движение такой системы полностью описывается тремя безразмерными числами: диффузионным числом Кнудсена (только теперь на месте массы и коэффициента сопротивления стоят приведенные значения этих величин m_{12} = $m_1 m_2 / (m_1 + m_2), f_{12} = f_1 f_2 / (f_1 + f_2))$

$$Kn_D = \frac{\sqrt{kTm_{12}}}{f_{12}R_{12}},$$
(12)

отношением масс $\theta_m = m_2/(m_1 + m_2)$ и отношением коэффициентов сопротивления $\theta_f = f_2/(f_1 + f_2)$

$$\boldsymbol{v}_{1}^{*} = \boldsymbol{v}_{10}^{*} exp\left(-\frac{\theta_{m}}{\theta_{f}}\tau\right) + \boldsymbol{D}_{11}^{*}$$

$$\boldsymbol{r}_{1}^{*} = \boldsymbol{r}_{10}^{*} + \frac{\theta_{m}}{\theta_{f}}(\boldsymbol{v}_{1}^{*} + \boldsymbol{v}_{10}^{*})\left(1 - exp\left(-\frac{\theta_{m}}{\theta_{f}}\tau\right)\right)\left(1 + exp\left(-\frac{\theta_{m}}{\theta_{f}}\tau\right)\right)^{-1} + \boldsymbol{D}_{12}^{*}$$

$$< \boldsymbol{D}_{12}^{*2} >= 3\theta_{m}Kn_{D}^{2}\left(1 - exp\left(-2\frac{\theta_{m}}{\theta_{f}}\tau\right)\right) \left(1 + exp\left(-\frac{\theta_{m}}{\theta_{f}}\tau\right)\right)^{-1} \right)$$

$$< \boldsymbol{D}_{12}^{*2} >= 6\frac{Kn_{D}^{2}\theta_{f}^{2}}{\theta_{m}}\left(\frac{\theta_{m}}{\theta_{f}}\tau - 2\left(1 - exp\left(-\frac{\theta_{m}}{\theta_{f}}\tau\right)\right)\left(1 + exp\left(-\frac{\theta_{m}}{\theta_{f}}\tau\right)\right)^{-1}\right)$$

$$\boldsymbol{v}_{2}^{*} = \boldsymbol{v}_{20}^{*}exp\left(-\frac{(1-\theta_{m})}{(1-\theta_{f})}\tau\right) + \boldsymbol{D}_{21}^{*}$$

$$(14)$$

$$\boldsymbol{r}_{2}^{*} = \boldsymbol{r}_{20}^{*} + \frac{(1-\theta_{m})}{(1-\theta_{f})}(\boldsymbol{v}_{2}^{*} + \boldsymbol{v}_{20}^{*})\left(1 - exp\left(-\frac{(1-\theta_{m})}{(1-\theta_{f})}\tau\right)\right)\left(1 + exp\left(-\frac{(1-\theta_{m})}{(1-\theta_{f})}\tau\right)\right)^{-1} + \boldsymbol{D}_{22}^{*}$$

$$< \boldsymbol{D}_{21}^{*2} >= 3(1 - \theta_{m})Kn_{D}^{2}\left(1 - exp\left(-2\frac{(1-\theta_{m})}{(1-\theta_{f})}\tau\right)\right)$$

$$< \boldsymbol{D}_{22}^{*2} >= 6\frac{Kn_{D}^{2}(1-\theta_{f})^{2}}{(1-\theta_{m})}\left(\frac{(1-\theta_{m})}{(1-\theta_{f})}\tau - 2\left(1 - exp\left(-\frac{(1-\theta_{m})}{(1-\theta_{f})}\tau\right)\right)\left(1 + exp\left(-\frac{(1-\theta_{m})}{(1-\theta_{f})}\tau\right)\right)^{-1} \right)$$

Рассчитывая траекторию каждой из этих частиц, можно найти траекторию движения эффективной частицы ($r_{12}^* = r_2^* - r_1^*$) и по ней посчитать скорость изменения объема, заметаемого этой частицей.

3. Моделирование

При моделировании частицы помещались в начало координат, задавалась начальные скорости в соответствии с Максвелловским распределением. Затем на каждом шаге по времени рассчитывалась скорость частицы и с ее помощью находились новые координаты. После того, как траектория частицы, соответствующая определенному времени движения, была посчитана (использовался алгоритм, представленной в предыдущем докладе [1]), далее находилось значение величины скорости заметаемого объема по времени. Для каждого числа Кнудсена и определенного числа скачков считалось около 100 траекторий и находилось среднее значение скорости заметания. Шаг по времени выбирался таким, чтобы длина распрямленной траектории не увеличивалась с уменьшением шага. Количество скачков увеличивалось до выхода скорости заметания на стационарное значение и в некоторых случаях достигало 8 · 10⁶. На рисунке 1 показана одна из траекторий на начальных временах движения.



Рис. 1. Пример траектории Броуновской частицы

4. Результаты

Полученные результаты скорости заметаемого объема сравнивались с аналогичными результатами, полученными ранее при моделировании Броуновского движения с использованием упрощенных моделей миграции частиц. В предыдущих расчетах предполагалось, что частицы двигаются скачками определенной длины, либо скачками с длиной, имеющей Максвелловское распределение. Эти результаты практически не различались и отображены на рисунке 2.



Рис. 2. Скорость заметания объема в зависимости от числа Кнудсена

На график, полученный при упрощенном рассмотрении, наложены результаты данного расчета (П) с использованием Ланжевеновской динамики. Сравнение результатов показывает, что двухпараметрическая формула данной кривой, полученная в [2,3],

$$\frac{\langle \delta V / \delta t \rangle}{\delta V_0 / \tau_0} = \beta_{kin} / \beta_{kin}^{(fm)} = \frac{(2/3)\Gamma_1 + B_1 \Gamma_1^2}{(2/3) + B_2 \Gamma_1 + B_1 \Gamma_1^2},$$
(15)

где $B_1 = 0,51, B_2 = 0,78, \Gamma_1 = \frac{2}{3} \cdot \frac{a}{R}$, хорошо подтверждается результатами уточненного подхода и, следовательно, может быть использована для практических применений.

При рассмотрении частиц разной массы средние значения скорости заметаемого объема получались такими же, как и в случае частиц одинаковой массы (при одинаковых числах Кнудсена). На рисунке 3 показаны различные результаты расчетов для частиц с разными отношениями масс и коэффициентов сопротивления, но с одинаковыми значениями числа Кнудсена и общего времени движения.



Рис. 3. Скорость заметания объема для систем с разным отношением масс и коэффициентов сопротивления (графики слева направо m₁/m₂ - f₁/f₂: 2-1.26, 3-1.44)

Как видно из рисунка, при различных соотношениях средние значения скорости заметания объема очень близки. Более того, другие расчеты с несвязанными отношениями масс и коэффициентов сопротивления (через формулу Стокса) показали, что результирующая скорость заметания все равно остается на том же значении. Это позволяет сделать предварительный вывод о том, что скорость заметания объема частицами зависит только от числа Кнудсена.

5. Заключение

Расчет ядра коагуляции – основной величины, определяющей скорость слияния и образования новых больших частиц – был проведен на основе теории Ланжевена для миграции Броуновских частиц. Это наиболее точный и реалистичный подход к моделированию Броуновского движения. Изучение движения Броуновской частицы в рамках ланжевеновского подхода позволяет исследовать все возможные режимы, в том числе переходные, представляющие наибольшую трудность при описании движения другими приближенными моделями.

В результате проведенной работы расширена область рассчитанных чисел Кнудсена в широком диапазоне переходного режима; хорошее совпадение с результатами аналогичных расчетов позволило верифицировать новую интерполяционную формулу, полученную ранее в [2,3] без привлечения полуэмпирических соотношений и уточняющую их; новый метод был расширен на более общий случай частиц различной массы и показал, что значение ядра коагуляции зависит только от числа Кнудсена.

Литература

- 1. П. В. Половников, "Моделирование движения Броуновской частицы", Труды ШМУ ИБРАЭ РАН (2013)
- M.S. Veshchunov, "A new approach to the Brownian coagulation theory", Journal of Aerosol Science, 41 (2010) 895-910.
- 3. M. S. Veshchunov, I. B. Azarov, "Next approximation of the random walk theory for Brownian coagulation", Journal of Aerosol Science 47 (2012) 70-77.
- D. L. Ermak, H. Buckholz, "Numerical Integration of the Langevin Equation: Monte Carlo Simulation", Journal of Computational Physics 35 (1980) 169-182.
- Ranganathan Gopalakrishnan and Christopher J. Hogan, Jr. "Determination of the Transition Regime Collision Kernel from Mean First Passage Times", Aerosol Science and Technology (2011)

Обследование бассейнов реактора MP с помощью подводной спектрометрической системы

Сафронов А.М., Потапов В.Н.

Научные руководители: д.ф.-м.н. Потапов В.Н., к.ф.-м.н. Смирнов С.В. Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт» тел: (499) 196-95-47, эл. почта: afrosnov@yandex.ru

Введение

В ходе работ по выводу из эксплуатации специализированного материаловедческого реактора МР возник ряд спектрометрических задач. При дозиметрическом обследовании бассейна ректора было обнаружено значительное увеличения мощности дозы вблизи дна бассейна реактора (до 1.6 Зв/ч). В связи с этим первой задачей стало обследование дна бассейна реактора на предмет наличия урансодержащих просыпей и частей разрушенных твэлов, т.е. облученного топлива. Другая задача заключалась в спектрометрическом обследовании множества высокоактивных объектов (частей каналов и труб, пеналов), расположенных на дне и вдоль бортов бассейна-хранилища МР. Конечной целью этих задач являлось обнаружение облученного ядерного топлива в изучаемых высокоактивных объектах и донных отложени-ях. Для решения этих задач была разработана подводная спектрометрическая системе используются сменные детекторы с объемом кристалла 60 и 20 мм³ и многоканальный анализатор InSpector 2000 (Canberra Industries, Inc.). Принцип обнаружения урансодержащих материалов основан на выявлении пиков характеристического излучения урана в спектрах измерения в области энергий 95÷115 кэВ.

При обследовании участков дна бассейна реактора МР и высокоактивных объектов, размещенных в бассейне-хранилище МР, требовалось решить следующие задачи:

- поиск урансодержащих материалов (облученного ядерного топлива);
- определение поверхностной активности радионуклидов и мощности дозы в точках измерений;
- получение фото- и видеоматериалов с подводной камеры, расположенной на корпусе прибора.

Краткое описание спектрометрической системы

На рис. 1 показан общий вид подводной спектрометрической системы, используемой для обследования бассейнов реактора МР. Уровень воды в соединенных между собой бассейнах достигал 9 м относительно дна бассейна реактора на момент проведения измерений (см. рис. 3а). Поэтому спектрометрическая система была снабжена подводной видеокамерой для визуального определения условий измерений на дне бассейна и получения подробной информации об исследуемых объектах.



Рис. 1. Общий вид подводной спектрометрической системы. 1 – защита и коллиматор детектора; 2 – видеокамера; 3 – спектрометрический детектор; 4 – анализатор InSpector 2000; 5 – компьютер

Толщина свинцовой защиты детектора составляет 40 мм, а диаметр канала коллиматора – 20 мм. Внутренняя поверхность канала коллиматора имеет защитный слой из кадмия толщиной 2 мм. Этот защитный слой поглощает характеристическое излучение свинца, которое возникает под воздействием внешнего излучения радионуклидов Cs-137 и Co-60. Кристалл детектора расположен на оси симметрии

защиты, которая имеет цилиндрическую форму, и удален на 120 мм от нижнего уровня корпуса измерительного блока. Полный апертурный угол зрения коллиматора равен 12°. Общий вес детекторного блока спектрометрической установки составляет 25 кг. Прибор погружался в воду с помощью тельфера, к которому он подвешивался на стальном тросе. Положение измерительного блока относительно дна и элементов конструкции реактора также контролировалось по изображению с видеокамеры.

Вертикальное (основное) рабочее положение измерительного блока (см. рис. 2a) позволяет проводить спектрометрические измерения просыпей и донных отложений, а также горизонтально расположенных объектов. В случае необходимости измерения вертикально расположенных объектов, например ячеек для установки каналов или подвешенных вдоль бортов бассейна пеналов с РАО, требуется перевести и зафиксировать поле зрения системы в горизонтальной плоскости (см. рис. 2б).







Рис. 2. Измерительный блок спектрометрической системы: (а) – вертикальное рабочее положение, (б) – горизонтальное рабочее положение

Спектрометрическое обследование дна бассейна реактора МР

На рисунке За изображен продольный разрез реактора MP, на котором схематически показано расположение измерительного блока спектрометрической системы во время измерения.



Рис. 3. Продольный разрез (а) и план (б) бассейна реактора и бассейна-хранилища МР. 1 – бассейн реактора; 2 – бассейн-хранилище; 3 – ворота шлюза; 4 – детекторный блок системы; 5 – защитные плиты; 6 – 1-ая зона измерений (точки 1-4); 7 – 2-ая зона измерений (точки 5-8)

Доступ детекторного блока к интересующим областям дна бассейна был ограничен конструкциями реакторной установки. По этой причине измерения удалось выполнить только на ограниченных участках дна бассейна реактора, которые отмечены на плане реактора МР (см. маркеры «6» и «7» на рис. 3б). В пределах указанных областей было набрано 8 спектров в различных точках, в каждой из которых измерительный блок системы находился в нескольких сантиметрах от поверхности дна.

По результатам спектрометрических измерений оценивались поверхностная активность обнаруженных радионуклидов и мощность дозы в точке расположения детектора внутри коллиматора. Мощность дозы рассчитывалась на основании аппаратурного спектра, сформированного прошедшим через коллиматор излучением. Результаты измерений на дне бассейна реактора МР представлены в таблице 1.

Таблица 1. Оценка поверхностной активности радионуклидов и мощности дозы на детекторе при измерениях участков дна бассейна реактора МР

	•	•		•	Мощность			
№ точки	Эффен	дозы на						
измерения								
nswepenna	A _s (¹³⁷ Cs), Бк/см ²	A _s (⁶⁰ Co), Бк/см ²	А _s (¹⁵⁴ Eu), Бк/см ²	A _s (²³⁵ U), Бк/см ²	\dot{H} , мЗв/ч			
1	7.35x10 ⁵	3.33x10 ⁵	8.96x10 ⁴	1.64x10 ⁵	0.334			
2	3.20x10 ⁵	1.67x10 ⁵	-	-	0.321			
3	3.84x10 ⁵	2.86x10 ⁵	-	3.46x10 ⁴	0.31			
4	1.28x10 ⁵	3.33x10 ⁵	-	-	0.335			
5	-	1.77×10^{7}	-	-	11.83			
6	-	8.31x10 ⁶	-	-	6.33			
7	-	5.88x10 ⁶	-	-	4.01			
8	-	4.38×10^{6}	-	-	3.14			

В точках 1 и 3 (отмечены серым цветом в табл. 1) на спектрах обнаружены пики полного поглощения с энергией 185 кэВ, соответствующие излучению U-235 (рис. 4). Выделение пиков осуществлялось путем получения разностного спектра – между основным (измеренным) и сглаженным спектрами.



Рис. 4. Фрагмент спектра измерения в точке 1. Серым цветом на разностном спектре выделены пики полного поглощения с энергиями 123 кэВ (Eu-154) и 185 кэВ (U-235)

Полученные данные свидетельствуют о том, что на дне бассейна реактора МР находится необлученное или слабо облученное ядерное топливо (измерения 1, 3 в табл. 1, рис. 4). Эти результаты дают основание полагать, что на данных участках дна бассейна реактора присутствуют урансодержащие материалы в виде разрушенных твэлов или просыпей.

Спектрометрическое обследование объектов, находящихся в бассейнехранилище МР

В бассейне-хранилище реактора МР находится значительное количество низкоактивных и высокоактивных объектов. К таким объектам относятся пеналы с РАО, отрезки каналов и труб, а также другие фрагменты оборудования реакторной установки. Некоторые из этих объектов, представлявшие особый интерес, были обследованы с помощью спектрометрической системы. Измерение каждого объекта проводилось в одной точке. Однако, в случае большой протяженности объекта, либо повышенного интереса к нему, измерение объекта проводилось в нескольких точках. Результаты измерений активности радионуклидов в составе объектов, расположенных на дне бассейна-хранилища МР, представлены в таблице 2.

	Эффективная поверхностная активность объекта измерения		Мощность дозы на детекторе
Номер точки измерения	А _s (⁶⁰ Со), Бк/см ²	A _s (¹³⁷ Cs), Бк/см ²	\dot{H} , мЗв/ч
1	-	-	55.68
2	1.16×10^7	-	8.18
3	-	-	3.41
4	$1.17 x 10^8$	_	64.77
5	3.65x10 ⁷	_	21.29
6	1.36x10 ⁶	_	2.01
7	-	-	24.52
8	-	-	14.05
9	$1.74 \mathrm{x} 10^7$	-	10.41
10	7.95x10 ⁶	_	4.17
11	1.19×10^{5}	_	1.37
12	1.05×10^{6}	-	2.39
13	4.41x10 ⁷	-	25.03
14	3.05x10 ⁶	2.48×10^8	6.34
15	-	1.35x10 ⁹	20.54
15(2)	-	4.20x10 ⁹	62.54
16	-	1.35x10 ⁹	20.32
17	-	2.61x10 ⁹	37.50

Таблица 2. Оценка поверхностной активности радионуклидов и мощности дозы на детекторе при измерениях объектов, расположенных в бассейне-хранилище МР

Излучение большинства фрагментов каналов обусловлено радионуклидом Со-60. Измерения, отмеченные в таблице 2 бежевым цветом, характеризуются отсутствием каких-либо пиков полного поглощения. Это означает, что в результате этих измерений детектором регистрировались только рассеянные гамма-кванты, которые формировались излучением соседних объектов.

В точках измерения 15-17 на дне бассейна обнаружено наличие урансодержащих материалов. В табл. 2 эти измерения выделены серым цветом. На рис. 5 приведен фрагмент спектра излучения, полученный в точке 17, на котором видны пики характеристического излучения урана.



Рис. 5. Фрагмент спектра измерения в точке 17. Темно-серым цветом на разностном спектре выделены пики характеристического излучения урана

Заключение

Выполнено радиационное обследование бассейнов реактора MP с помощью подводной спектрометрической системы. При обследовании бассейнов были получены сведения о местоположении урансодержащих материалов, а также о величинах поверхностной активности радионуклидов и создаваемой ими мощности дозы. Полученная информация будет использована в последующей работе по выводу из эксплуатации исследовательского реактора MP.

Моделирование напряжений в топливных таблетках РУ БРЕСТ-300 при выходе на мощность

Серый М.С., студент 5 курса МФТИ

Научный руководитель: к.ф.-м.н., с. н. с. Болдырев А. В.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

Тел: (965) 385-08-97, эл.почта: greymaxim@rambler.ru

1. Введение

В современном мире неуклонно растет энергопотребление, а в месте с ним и поиск новых источников электроэнергии. Один из этих источников – применение реакторов на быстрых нейтронах. Например, реактора БРЕСТ – реактора на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем. Но перед тем, как использовать такие реакторы, необходимо провести общирные предварительные исследования.

Один из возможных вариантов – экспериментальные исследования, являющиеся, с одной стороны, долговременными и дорогостоящими, а, с другой, крайне ограниченными по своим возможностям. Другой – использование математических методов моделирования. Один из этих методов – метод конечных элементов (МКЭ), является численным методом решения дифференциальных уравнений, встречающихся в физике и технике.

Например, МКЭ используется при моделировании термомеханического поведения элементов реакторных установок (РУ). В частности, на возможнось растрескивания таблеток твэла во время эксплуатации их в реакторе. В настоящей работе представлены результаты моделирования термомеханического поведения участков стержневых твэлов БРЕСТ контейнерного типа, снаряженных таблетками топлива во время первого пуска. Для моделирования был использован конечно-элементный программный комплекс MSC.Marc 2012.

2. Постановка задачи

Рассматривается цилиндрический твэл, схема которого показано на рисунке 1. Материал сердечника – смешанное уран-плутониевое нитридное топливо (U,Pu)N, материал оболочки – сталь ЭП 823-Ш. Деформация происходит из-за нагрева сердечника твэла, вызванного происходящими там рекциями деления. Расчетная схема конструкции осесимметрична, радиальное сечение – в условиях плоской деформации.

Основные параметры твэла, используемые в работе, представлены в таблице 1. Длина рассматриваемого виртуального образа берется из необходимости обеспечения условий плоской деформации в центральном сечении моделируемого участка твэла и составаляет 5-6 диаметров твэла. Моделируется напряженно-деформированное состояние (НДС) твэла для трех осевых координат – для нижней и верхней части твэла с топливными таблетками и центральной части твэла с максимальным тепловыделением. Температура теплоносителя для центрального участка оцениваеется как среднее между температурами теплоносителя на входе и выходе из активной зоны (АЗ). В настоящей работе приводятся результаты моделирование первого пуска реактора – первые 10 часов после начала выхода на мощность.

Построенный средствами MSC.Mentat виртуальный образ участка твэла РУ БРЕСТ-300 показан на рисунке 2. Граничные условия: на одном из торцов рассматриваемого участка твэла запрещены перемещения вдоль оси твэла. Нагрузки от пружинного фиксатора не учитывались.



Рис. 1. Схема твэла реакторной установки БРЕСТ

гаолица 1. используемые в расоте параметры твэлов реатора гу бгесст-зоо				
Диаметр оболочки твэла, мм	9,7(ЦЗ)			
Толщина стенки оболочки твэла, мм	0,5			
Диаметр таблетки, мм	8,5(ЦЗ)			
Материал оболочки	Сталь ЭП 823-Ш			
Тип топлива	Смешанное уран-плутониевое нитридное топливо (U,Pu)N			
Максимальная линейная мощность, Вт/см	420			
Максимальная повреждающая доза, сна	150			
Средняя температура теплоносителя:	420			
- на выходе из а.з., °С	540			

Таблица 1. Используемые в	работе параметры твэл	лов реатора РУ БРЕСТ-300
Tuotingu It menotizoj embre z	succre ina sumer pBi 1850	



Рис. 2. Построенный виртуальный образ участка твэла РУ БРЕСТ-300.

3. Результаты расчета

Было проведено моделирования термомеханического поведения трех участков твэлов РУ БРЕСТ-300 при выходе на мощность. В данном разделе представлены результаты расчетов только центрального сечения с максимальным тепловыделением. Представлены графики зависимостей температуры в центре таблетки, см. рисунок 3, и окружных напряжений на поверхности таблетки, см. рисунок 4, от времени. Выбор окружных напряжений обусловлен тем, что эти напряжения имеют для рассматриваемой геометрии, как правило, наибольшее значение относительно других компонент тензора напряжений. Поэтому таблетки, вероятнее всего, будут растрескиваться вдоль радиуса. При невысоких температурах (меньше половины температуры плавления ≈ 2800 C) мононитридное топливо находится в хрупком состоянии, и растескивание начинается при достижении предела прочности нитрида -100-150 МПа. Для всех трех рассматриваемых сечений расчетная температура в центре таблетки еще ниже, то можно заключить, что материал таблетки находится в хрупком состоянии для всего твэла. Поскольку в рассматриваемых сечениях расчетные окружные напряжения превышают предел прочности, то можно предположить появление сквозных радиальных трещин еще до достижения максимальной мощности.



Рис. 3. Зависимость температуры(⁰C) в центре таблетки от времени (ч) для центрального участка твэла с максимальным тепловыделением


Рис. 4. Зависимость окружных напряжений (МПа) на поверхности таблетки от времени (ч) для центрального участка твэла с максимальным тепловыделением

4. Выводы

Расчеты, представленные в данной работе, позволяют сделать вывод, что растрескивание таблеток твэлов реактора БРЕСТ происходит еще на самых ранних этапах выхода на мощность. Наличие трещин в таблетках может серьезно повлиять на термо-механическое поведение как самих таблеток, так и оболочки твэла. В последующих работах необходимо будет учитывать растрескивание таблеток, причем трещины в таблетках можно задавать с самого начала моделирования.

Результаты работ по исследованию возможностей использования атомных станций малой мощности в энергетической системе РФ

Смоленцев Д.О., Билашенко В.П.

Научный руководитель: академик РАН Саркисов А.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-91, эл. почта: dsmol@ibrae.ac.ru

1. Введение

В статье представлены некоторые результаты, полученные в рамках проекта РФФИ «Исследование фундаментальных основ использования атомных станций малой мощности в энергетической системе России как нового направления в развитии атомной энергетики». Проект является частью комплексных исследований по обоснованию перспектив развития малой энергетики в регионах РФ, которые проводятся с 2010 года. На первых этапах были разработаны математические модели и проведена сравнительная оценка эффективности перспективных энергоустановок малой мощности (на органическом топливе, возобновляемых источников, атомных и пр.). Было подтверждено преимущество АСММ практически перед всеми типами энергоустановок малой мощности.

План работ по проекту включал в себя следующие основные этапы:

- 1. Сбор и систематизация информации по существующим и перспективным проектам АСММ
- 2. Разработка математических моделей расчета экономической эффективности и сравнительный анализ социально-экономической эффективности ACMM и конкурирующих технологий
- 3. Исследование инфраструктурных вопросов развития системы АСММ
- 4. Определение потребности национальной экономики и энергетики в АСММ
- 5. Определение перспектив применения и развития отобранных технологий.

2. Экономическая эффективность

На начальном этапе исследования были выделены основные области применения и определены требования к ACMM, которые отражают специфику их сфер применения. Произведен сбор и систематизация информации по существующим отечественным проектам ACMM (более 20 проектов). Для рассмотрения было выбрано три наиболее близких к практической реализации проекта ACMM, представляющих широкий мощностной диапазон:

- АСММ-100 (мощностью 100 МВт (э), с технико-экономическими характеристиками аналогичными проекту СВБР-100)
- плавучая ACMM (70 MBт (э), аналогично Плавучей атомной тепло электростанции (ПАТЭС) с реакторными установками КЛТ-40С)
- АСММ-12 (12 МВт (э), аналогично проекту АБВ-6М).

Была создана модель расчета показателей экономической эффективности ACMM. Методика, которая используется в расчетной инвестиционной модели, основана на общепринятых мировых практиках расчета эффективности инвестиционных проектов и соответствует методическим рекомендациям РАО «ЕЭС России».

Схему расчета чистого дисконтированного дохода (разница между дисконтированными денежными потоками и первоначальными инвестициями) в упрощенном виде можно представить формулой:

ЧДД =
$$\sum_{T=1}^{Cp} \frac{B_T^{3,T} + B_T^{TEII,T} - K_T^c - K_T^{H} - H_T - P_T - H_T}{(1+d)^T}$$

где, ЧДД – чистый дисконтированный доход; Ср – расчетный период = срок строительства станции + срок эксплуатации; д – ставка дисконтирования; $B_{T}^{3,n}$ – выручка от реализации электроэнергии; B_{T}^{renn} – выручка от реализации теплоэнергии; K_{T}^{c} – капиталовложения (КВ) в строительство станции; K_{T}^{μ} – КВ в строительство внешней инфраструктуры; U_{T} – эксплуатационные затраты, включая топливную составляющую; P_{T} – отчисления на формирование резервов; H_{T} – налоги.

Для каждого из трех выбранных проектов ACMM были созданы модификации инвестиционной модели, отражающие специфику их технико-экономических параметров и жизненных циклов. Получены

интервальные оценки себестоимости вырабатываемой электроэнергии ACMM, работающих в когенерационном режиме (одновременная выработка тепло и электроэнергии) и конденсационном режиме (только выработка электроэнергии).



Рис 1. Себестоимость вырабатываемой электроэнергии АСММ

Для проекта ACMM-100 режим работы станции не имеет определяющего влияния на экономику. Себестоимость вырабатываемой электроэнергии при незначительном снижении (на 10-20%) является конкурентоспособной по сравнению с большой энергетикой и предоставляет возможность применения проекта ACMM-100 в зоне централизованной энергетики.

Проекты плавучей ACMM и ACMM-12 экономически эффективнее при когенерационном режиме работы. Проект плавучей ACMM конкурентоспособен в районах доступных для транспортировки станции, где тарифы на электроэнергию составляют более 3 руб./кВт•ч. Такими районами являются практически все зоны децентрализованного энергоснабжения России, северные территории Сибири и Дальнего Востока. Проект плавучей ACMM оптимален для энергоснабжения относительно крупных населенных пунктов (численностью населения 10-50 тыс. человек) и крупных промышленных предприятий, например горно-обогатительных комбинатов с требуемой нагрузкой порядка 50 МВт. Класс мощности проекта ACMM-12 предоставляет возможность применения станции для энергоснабжения потребителей, для которых мощность плавучей ACMM является избыточной (населенный пункты менее 10 тыс. чел., небольшие отдельные промышленные предприятия, буровые платформы).

Текущие оценки сравнительной конкурентоспособности ACMM и прочих энергетических альтернатив основаны на технико-экономических характеристиках первых в своем роде проектов ACMM. Необходимо изучение эффектов серийного производства ACMM (FOAK effect).

Nuclear Energy Agency OECD предложило методику расчета удешевления строительства энергоблока (IEA/NEA (2000), Reduction of Capital Costs of Nuclear Power Plants, OECD, Paris, France). Данная методика усчитывает добавочную стоимость первого в своем роде проекта (x=15-55%), параметр снижающий стоимость при двухблочной компоновке станции (y=74-85%), параметр снижающий стоимость при последующем производстве двухблочной АСММ, второй и последующей в серии (z=82-95%), промышленный коэффициент производительности (k=0-2%).

В структуре капитальных затрат проекта плавучей ACMM потенциалом для снижения себестоимости обладают все составляющие плавэнергоблока, проектные работы, подготовка персонала, которые составляют около 67% от общего объема капитальных затрат проекта. При этом средняя экономия может составить 17% для проекта в целом. Аналогично для проекта ACMM-100 с учетом модульной компоновки четырех энергоблоков возможно снижение удельных капитальных затрат:

$$1 - \frac{1}{4} \times \left(1 + y + \frac{z}{1+k} + \frac{y}{(1+k)^2}\right) \times 0,79 = 1 - \frac{1}{4} \times \left(1 + 0,8 + \frac{0,89}{1+0,01} + \frac{0,8}{(1+0,01)^2}\right) \times 0,79 = 31\%$$

Таким образом, учитывая экономию в части КВ, возможное снижение себестоимости вырабатываемой электроэнергии для ACMM-100 и плавучей ACMM составит 0,29 и 0,20 руб./кВт•ч соответственно, что ощутимо повысит их конкурентоспособность.

3. Внутренний рынок

Основными областями применения ACMM являются промышленные объекты и жилищнокоммунальное хозяйство (ЖКХ) населенных пунктов с числом жителей до 50 тыс. чел. Электрические нагрузки населенных пунктов составляют: при численности населения 10 тыс. чел. ~ 9 MBt, 50 тыс. чел. ~ 40 MBt. По данным ИНЭИ РАН прогнозный прирост электропотребления до 2030 года для вида экономической деятельности – добыча полезных ископаемых составит 68 млрд. кВт•ч. В сфере ЖКХ – 48 млрд. кВт•ч. Предполагая, что в выделенных секторах экономики структура генерации по видам будет, как минимум, совпадать с большой энергетикой, для целевых промышленных объектов потребность в ACMM составит 2,2-2,5 ГВт установленных мощностей. Для сферы ЖКХ населенных пунктов с населением менее 10 тыс. потребность будет выражаться в 1,1-1,2 ГВт, с населением от 10 до 50 тыс. – 0,4-0,5 ГВт установленных мощностей. Таким образом, для ACMM классом установленной мощности более 10 MBt (плавучая ACMM) целевая область применения требует 2,6-3,0 ГВт установленных мощностей, что количественно выражается в 35-45 станциях. Для ACMM классом установленной мощности менее 10 MBt (ACMM-12) целевая область применения требует 1,1-1,2 ГВт установленных мощностей, что количественно выражается в 90-100 станциях, работающих в конденсационном режиме.

Наряду с электрическим применением ACMM существенным является область применения, связанная с теплоснабжением сферы ЖКХ населенных пунктов. Значения требуемых тепловых мощностей можно рассчитать на основе прогнозных данных о приросте тепловой нагрузки. Емкость рынка для применения малых когенерационных установок в сфере ЖКХ до 2030 года составит около 63 ГВт. Количественные оценки требуемых ACMM, проведенные по расчету электрической нагрузки, не могут в полной мере удовлетворить потребностям в тепловой энергии. Таким образом, тепловое применение ACMM не является ограничивающим фактором для общих объемов потенциального рынка ACMM. Когенерационное применение ACMM, путем сокращения часов работы по конденсационному графику и увеличения часов работы по теплофикационному графику, расширит потенциальную сферу применения и увеличит количество требуемых ACMM.

Проведенный анализ структуры энергетики России показал, что в стране имеются большие потенциальные возможности для развития ACMM (до 2030 года внутренний рынок оценивается примерно в 4ГВт или до 10ГВт установленной мощности, работающей в когенерационном режиме). На данный момент есть информация о 38 площадках потенциального размещения ACMM.

4. Конкурентоспособность себестоимости электроэнергии

Основным фактором, определяющим конкурентоспособность источников энергии, является себестоимость вырабатываемой ими продукции. В таблице 1 представлены расчетные значения себестоимости вырабатываемой электроэнергии для проектов ACMM (в т. ч. и первоочередных зарубежных) и конкурирующих энергетических альтернатив на органическом топливе.

Приоритетные проекты ACMM (№ 1-3, таблица 1) уступают по себестоимости вырабатываемой электроэнергии прочим рассмотренным проектам ACMM (№ 4-8). Но, если для первых заявленные технико-экономические характеристики можно считать окончательными, то для остальных проектов ACMM на более поздних стадиях реализации будут производиться их корректировки (как правило, с учетом дополнительных факторов, инфляции происходит увеличение себестоимости вырабатываемой продукции). Таким образом, незначительная разница себестоимости электроэнергии (~ 1 руб./кВт·ч) не является определяющей при принятии решения о целесообразности реализации проектов. СВБР-100 и ПАТЭС с РУ КЛТ-40С являются прорывными проектами, сроки выхода на рынок которых уже определены.

С учетом полученных оценок экономии при серийном производстве и модульной компоновки, себестоимость вырабатываемой электроэнергии для проекта CBEP-100 может составить 1,5-2,1 руб./кВт·ч (1,8-2,5 руб./кВт·ч в когенерационном режиме), для ПАТЭС с РУ КЛТ-40С 4,3-4,9 руб./кВт·ч (3,0-3,5 руб./кВт·ч в когенерационном режиме). При этом данные проекты будут являться конкурентоспособными в зонах их потенциального применения (CBEP-100 – зоны централизованной энергетики, ПАТЭС – труднодоступные изолированные энергосистемы с высокой стоимостью привозного органического топлива, например, более 6-7 тыс. руб./ т у.т. угля). Конкурентоспособность концептуального проекта АБВ-6М занимает промежуточную позицию между малыми ТЭЦ и ДЭС, что

определяет их применение на целевых площадках, где стоимость отпускаемой электроэнергии не является основным фактором (критически важные для национальной безопасности объекты).

r						
Nº	Наименование электростанции	Себестоимость вырабатываемой				
•		энергии, руб./кВт∙ч				
1	СВБР-100	1,8-2,4 (2,1-2,8 когенерация)				
2	ПАТЭС с РУ КЛТ-40С	4,5-5,1 (3,2-3,7 когенерация)				
3	ПАТЭС с РУ АБВ-6М	6,5-7,4 (4,6-5,3 когенерация)				
4	УНИТЕРМ	3,8-4,5				
5	ПАТЭС с РУ РИТМ-200М	3,7-4,2 (2,5-3,0 когенерация)				
6	BK-100	1,7-2,3 (1,5-2,1 когенерация)				
7	NuScale	2,6-3,2				
8	mPower	1,8-2,1				
9	ТЭЦ на угле (стоимость угля 2 тыс. руб./т у.т.)	1,7-1,8				
10	ТЭЦ на угле (4 тыс. руб./т у.т.)	2,1-2,3				
11	ТЭЦ на угле (6 тыс. руб./т у.т.)	2,6-2,8				
12	ТЭЦ на угле (8 тыс. руб./т у.т.)	3,1-3,3				
13	ДЭС+котельная (стоимость ДТ 15 тыс. руб./т у.т.)	5,6-6,2				
14	ДЭС+котельная (25 тыс. руб./т у.т.)	8,9-9,5				
15	ДЭС+котельная (35 тыс. руб./т у.т.)	12,1-12,9				
16	ДЭС+котельная (45 тыс. руб./т у.т.)	15,4-16,4				
17	КЭС на угле (4 тыс. руб./т у.т.)	3,0-3,7				
18	КЭС на угле (6 тыс. руб./т у.т.)	3,6-4,3				

Таблица 1. Себестоимости вырабатываемой электроэнергии для объектов малой энергетики

5. Выводы

Наблюдается растущая потребность в автономных, экологически безопасных и экономически эффективных энергоисточниках малой мощности. В качестве таких энергоисточников для целей электро и теплоснабжения, а также для ряда технологических нужд наряду с традиционными и возобновляемыми источниками энергии могут быть востребованы атомные установки малой мощности. В России имеются значительные практические продвижения по созданию перспективных АСММ (СВБР-100, ПАТЭС). АСММ по параметрам экономической эффективности могут составить конкуренцию доминирующим энергетическим альтернативам. Но необходимо отметить неоднозначность оценок перспектив развития малой атомной энергетики, приводимые различными экспертными организациями и персоналиями, и отсутствие единой стратегии по данному вопросу.

Для уточнения технико-экономических и эксплуатационных параметров ACMM необходима реализация пилотных проектов. В связи с этим целесообразно продолжать исследования по изучению инфраструктурных аспектов системы ACMM и обоснованию их потребительской привлекательности, используя при этом единые методики и модели.

- 1. Энергетическая стратегия России на период до 2030 года. Утверждена распоряжением Правительства Российской Федерации от 13 ноября 2009 г. № 1715-р.
- 2. Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетики // под. ред. акад. А.А. Саркисова; ИБРАЭ РАН. М.: Наука, 2011. 375 с.
- Методические рекомендации по оценке эффективности и разработке инвестиционных проектов и бизнес-планов в электроэнергетике на стадии предТЭО и ТЭО (с типовыми примерами). Книги 1, 2, 3. ОАО РАО «ЕЭС России». Москва, 2008 г.
- 4. Current Status, Technical Feasibility and Economics of Small Nuclear Reactors. NEA OECD, 2011.
- 5. Status of Small and Medium Sized Reactor Designs. IAEA, 2011.
- 6. Approaches for Assessing the Economic Competitiveness of Small and Medium Sized Reactors. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2013.
- 7. UxC Fuel Quantity & Cost Calculator. www.uxc.com/tools/uxc_FuelCalculator.aspx.

Базовый модуль моделирования миграции комплекса ОБОЯН

Соловьев Е.Ю., Крючков Д.В.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

При анализе безопасности объектов ядерного наследия одним из ключевых аспектов является оценка его воздействия на население и окружающую среду. Такое воздействие возможно, в первую очередь, в результате миграции радионуклидов из объекта в окружающую среду вследствие разрушения барьеров безопасности. Прогнозирование этого процесса, как правило, на достаточно продолжительный период времени требует применения специальных программных средств, которые позволяют провести расчет миграции и, как результат, оценить дозовую нагрузку на население. Инструментами моделирования миграции программно-технического комплекса ОБОЯН служат модуль 3D-моделирования и базовый модуль миграции радионуклидов. Базовый модуль миграции состоит из двух элементов: интерактивная программная оболочка и программа камерного моделирования АМБЕР. Интерактивная оболочка позволяет осуществить интеграцию программы АМБЕР в комплекс ОБОЯН и выполняет функции создания моделей, обработки и визуализации результатов, обмена информацией с другими элементами комплекса, включая подготовку и передачу данных (значений параметров) для расчетных моделей.

Программа AMBER рекомендована МАГАТЭ для использования при обосновании безопасности объектов атомной отрасли [1]. Необходимо отметить, что программы камерного моделирования обладают рядом достоинств по сравнению с другими средствами, используемыми для расчетов. К примеру, возможно создание моделей, охватывающих всю область исследования и проведение оценки дозовой нагрузки для населения.

Камерный подход—вариант метода конечных объемов. Основной принцип — описать систему как некоторое количество элементов (камер) и составить уравнения баланса масс для каждой камеры. Этому подходы присущи следующие особенности:

• гомогенное распределение вещества внутри камеры.

• скорость переноса вещества между камерами определяется параметрами этих камер и процессов, вызывающих перенос.

Программа AMBER решает следующую систему N уравнений (N-число камер) [2]:

$$\frac{dI_i^m}{dt} = \sum_j \lambda_{ji} I_j^m - \sum_j \lambda_{ij} I_i^m + \lambda_r^{m+1} I_i^{m+1} - \lambda_r^m I_i^m +; \quad i, j = 1..N$$

 I_{i}^{m} - количество m-ого радионуклида в камере i.

 λ_r^m , λ_r^{m+1} постоянные распада.

Вид λ_{ij} и λ_{ji} зависит от свойства среды (например, плотность) или процесса массопереноса (например, скорость воды). К примеру, скорость переноса между камерами, вызванного адвективным механизмом определяется по формуле [3]:

$$\lambda[\frac{1}{\text{год}}] = \frac{\text{действительная скорость воды [м/год]}}{\text{Длина камеры [м] * Коэффициент задержки[-]}}$$

При анализе безопасности используются разные элементы комплекса ОБОЯН (базы данных, расчетные модули) и необходимо автоматизировать процесс обмена данными между ними.



Рис. 1. Схема взаимодействия и обмена элементов комплекса

В состав ОБОЯН включены справочный блок данных, в котором хранятся справочные данные о параметрах миграции, радионуклидах, свойствах барьеров и т.д., и объектовый блок данных. В последнем содержится описание объекта, картографическая информация, результаты КИРО, гидрологических исследований, данные о радиационных источниках и т.д. Работа комплекса организована таким образом, чтобы при создании модели пользователь имел доступ ко всем имеющимся данным, необходимым для проведения моделирования, а при их отсутствии он может воспользоваться справочными данными (рисунок 1).

В комплексе также предусмотрена возможность автоматизированного задания значений параметров модели. , В базовом модуле реализован механизм экспресс-моделей (ЭМ), которые позволяют провести упрощенные предварительные оценки для определенного типа объектов (например, с определенным набором и составом барьеров безопасности). ЭМ— это модели со сравнительно низкой детализацией процессов (рисунок 2). Для проведения расчетов пользователю достаточно ввести значения ограниченного набора параметров.



Рис. 2. Пример ЭМ миграции радионуклидов из бетонного ПХ РАО

Поскольку представленная модель основана на применении упрощенных подходов к моделированию и не отражает некоторые особенности протекающих процессов, ее применение может оказаться недостаточным. В этом случае дальнейшее развитие модели происходит с применением шаблонов.

Шаблоны - типовые схемы камерного моделирования для определенных областей вмещающей среды (барьеров и т.д.) и происходящих в них процессов миграции, например, зоны аэрации или водоносного горизонта. Для одной и той же области могут быть разные шаблоны, отличающиеся по детализации или учитываемым процессам. Пользователю достаточно указать место вставки шаблона, выбрать шаблон из списка, и задать значения необходимых параметров (рисунок 3).



Рис. 3. Добавление шаблона в модель

Описанные механизмы создания моделей и обмена данными позволяют существенно сократить время построения модели и получения результатов. В настоящее время реализуется механизм обмена данными с модулем расчета доз для получения конечных результатов, позволяющих оценить влияние объекта на население и окружающую среду в будущем.

Работа модуля апробирована при оценке миграции радионуклидов из ПУГР ЭИ-2 ОДЦ УГР, планируется его дальнейшая отработка при обосновании безопасности некоторых объектов ФГУП «ПО «Маяк» и других предприятий Росатома.

- 1. Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities. IAEA, Vienna, 2004.
- 2. AMBER 5.6 Reference Guide. Quintessa, 2006.
- 3. SKI Report 2004:5. Further AMBER and Ecolego Intercomparisons.

Численное моделирование процесса напорно-безнапорной фильтрации

Сорокин Д.И., студент 4 курса МФТИ

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

1. Введение

Под безнапорным фильтрационным движением понимают течение в пористой среде со свободной поверхностью, на которой давление жидкости постоянно и равно внешнему атмосферному. Наиболее часто встречается безнапорное движение подземных вод. Моделирование процесса фильтрации играет ключевую роль для обоснования безопасности захоронения радиоактивных отходов в толщах геологических пород.

В ИБРАЭ РАН в рамках расчетного кода GeRa была разработана модель насыщенной фильтрации, с постоянным (возможно, неоднородным в расчетной области) коэффициентом фильтрации.

В настоящей работе реализована модель напорно-безнапорной фильтрации, в которой коэффициент фильтрации зависит от напора, и проверена достоверность уточненной модели фильтрации на базе аналитических решений уравнений фильтрации.

2. Теоретическая модель

Общий вид уравнений фильтрации, предложенный в работе [1]:

$$U = -K \operatorname{grad} h, \quad h = z + p / \rho g \tag{1}$$

$$S(h)\frac{\partial h}{\partial t} - divK(h)gradh = Q, \qquad (2)$$

где z – вертикальная координата, p – давление жидкости, ρ - плотность жидкости, g - ускорение свободного падения, h – напор, K(h) – коэффициент фильтрации, S(h) – упругая емкость, равная отношению объема среды занятого порами ко всему объему, Q – мощность источников.

3. Схема решения уравнений фильтрации

В случае безнапорной фильтрации $K(h) = K_s h$, в случае насыщенной фильтрации $K(h) = K_s$.

Таким образом, в общем случае возникает необходимость дискретизации оператора вида $- div \, grad \, h^k$.

Для дискретизации использовался метод конечных объемов (МКО)[4]. Он позволяет получить выражение для оператора через значения уровня грунтовых вод в центрах ячеек. Среди множества линейных МКО была выбрана О-схема с многоточечной аппроксимацией потока. Для этой схемы на треугольных сетках доказана сходимость, в экспериментах наблюдается сходимость второго порядка по напору грунтовых вод и первого – по потокам.

4. Расчет

Расчет одномерной задачи

В одномерном случае уравнение безнапорной фильтрации $S\frac{\partial h}{\partial t} - K_s div(h \, grad \, h) = 0$ имеет общее решение вида $h(x) = \sqrt{C_1 x + C_2}$.

Уравнение насыщенной фильтрации

рации
$$S \frac{\partial h}{\partial t} - K_s div (grad h) = 0$$
 имеет общее решение вида
 $h(x) = C_2 x + C_1$

Численное решение искалось на стержне длины 32м с граничными условиями первого рода: h(0)=1м и h(1)=0м. Поскольку код трехмерный, взята сетка, содержащая 32х1х1 ячеек – единичных кубов. При таких граничных условиях решения задач напорно-безнапорной и насыщенной фильтрации в напорной постановке принимают вид

$$h(x) = \sqrt{1-x}$$
 и $h(x) = 1-x$ соответственно.

Вычисленные значения точно совпадают с аналитическим решением.



Рис.1. Решение одномерной задачи с помощью моделей напорной и напорно-безнапорной фильтрации

Аналогичные результаты получаются при задании условия второго рода на левой границе и условия первого рода – на правой.

На рисунках красным цветом обозначена насыщенная фильтрация, черным – напорно-безнапорная.

Моделирование геологической области

Чаще всего кристаллический (непроницаемый) фундамент геологической области приближается ступенчатой формой[2]. При определенных условиях напор может претерпевать разрыв в точках разрыва функции описывающей форму дна. По сравнению с моделью насыщенной фильтрации напорнобезнапорная модель точнее отражает распределение напора.

В предположении об отсутствии вертикального градиента давления
$$\left(\frac{dh}{dz}\right) = 0$$
,

задача сводится к одномерной и решение будет состоять из решений одномерной задачи, сшитых в точках разрыва при условии непрерывности потока.

В приведенном эксперименте была взята прямоугольная область размерами 1x1м. Сетка была выбрана 32x1x32 ячеек. Дно имело ступенчатую форму с разрывами в точках

0.333 и 0.667. На левой границе был задан напор 0.4м на правой – 0м. Поток через все остальные грани равен нулю.



Рис.2. Форма дна и распределение давления в случае напорно-безнапорной фильтрации



Рис.3. Распределение напора в случае напорно-безнапорной и насыщенной фильтрации

Моделирование скважины

Была выбрана трехмерная область размерами 1x1x1м. Были выставлены следующие граничные условия: h(z=0) = 1м, h(z=0) = 0.4м, поток через остальные грани равен нулю. Использовалась расчетная сетка, состоящая из 16x16x16 ячеек. Скважина установлена в центр области, скорость откачки равнялась 10^{-6} м/с.



5. Заключение

Разработана математическая модель напорно-безнапорной фильтрации, на ее основе создана численная модель. Проведено тестирование на задачах с аналитическим решением и показано соответствие полученных результатов аналитическим решениям. При сравнении с моделью насыщенной фильтрации, показана разница в результатах, позволяющая говорить о более точном моделировании процесса фильтрации. В дальнейшем предполагается учесть зависимость упругой емкости от напора и рассмотреть нелинейные режимы фильтрации.

- 1. Г.И. Баренблатт, В.М. Ентов, В.М. Рыжик "Теория нестационарной фильтрации жидкости и газа", издательство "Недра" Москва 1972.
- Jacob Zaidel, "Discontinuous Steady-State Analytical Solutions of the Boussinesq Equation and Their Numerical Representation by Modflow", Groundwater Vol. 51, No 6-Groundwater-November-December 2013 (pages 952 - 959).
- 3. Li-Tang Hu, Chong-Xi Chen "Analytical Methods for Transient Flow to a Well in a Confined Aquifer", Groundwater Vol.46, No.4-GROUND WATER-July-august 2008 (pages 642 646).
- 4. *Aavatsmark I., Barkve T., Boe O., Mannseth T.* Discretization on unstructured grids for inhomogeneous, anisotropic media. Part I: Derivation of the methods, Siam. J. Sci. Comput. 1998. V. 19. № 5. P. 1700–1716.

Нейтронно-физический код DYNA-IBRAE в составе интегрального комплекса ЕВКЛИД/V1

Стаханова А. А., инженер ИБРАЭ РАН Научный руководитель: к.т.н. Васекин В.Н. Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН тел.: (495) 955-23-11, эл. почта: stahanova@ibrae.ac.ru

Введение

Данная работа посвящена описанию нейтронно-физического кода, который является составной частью интегрального кода ЕВКЛИД/V1 [1], разрабатываемого в ИБРАЭ РАН для обоснования и проведения расчётов различных режимов работы реакторных установок со свинцовым и свинцововисмутовым теплоносителем.

Нейтронно-физический код, интегрированный в программный комплекс ЕВКЛИД/V1, предназначен для моделирования нестационарных распределений плотности потока нейтронов, распределения мощности энерговыделения и расчета функционалов, соответствующих интегральным нейтроннофизическим параметрам, распределенных характеристик, важных для безопасности, и параметров по которым установлены проектные пределы безопасности.

В данной работе представлено описание моделей нейтронно-физического кода и приведены результаты расчётов некоторых режимов работы РУ типа БРЕСТ.

Описание моделей

Для моделирования интегрального по угловой переменной распределения плотности потока нейтронов $\Phi(r, E, t)$ в активной зоне реактора в нейтронно-физическом коде используется нестационарное многогрупповое диффузионное приближение с учетом запаздывающих нейтронов.

В нейтронно-физическом коде реализованы численные алгоритмы решения для регулярных квадратных и гексагональных решеток нестационарного уравнения переноса нейтронов в шести групповом приближении по запаздывающим нейтронам:

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \Phi^{g}(r,t)}{\partial t} - \nabla D^{g}(r,t) \nabla \Phi^{g}(r,t) + \Sigma^{g}_{t}(r,t) \Phi^{g}(r,t) = \sum_{g'} \Sigma^{g'g}_{S}(r,t) \Phi^{g'}(r,t) + \\
+ \sum_{n}^{M_{n}} \chi^{ng}_{p} \left[1 - \beta^{n} \right] \sum_{g'} v^{n} \Sigma^{ng'}_{f}(r,t) \Phi^{g'}(r,t) + \sum_{n}^{M_{n}} \sum_{j} \chi^{ng}_{dj} \lambda^{n}_{j} C^{n}_{j}(r,t)) \\
\frac{\partial C^{n}_{j}(r,t)}{\partial t} + \lambda^{n}_{j} C^{n}_{j}(r,t) = \beta^{n}_{j} \sum_{g'} v^{n} \Sigma^{ng'}_{f}(r,t) \Phi^{g'}(r,t) \\
\Phi^{g}(r,t) = \int_{\Delta E_{g}} \Phi(r,E,t) dE$$
(1)

,стационарного уравнения переноса нейтронов с источником и условно критической задачи:

$$-\nabla D^{g}(r) \nabla \Phi^{g}(r) + \Sigma_{t}^{g}(r) \Phi^{g}(r) = \sum_{g'} \Sigma_{S}^{g'g}(r) \Phi^{g'}(r) + \frac{1}{k_{eff}} \sum_{n}^{M_{n}} \{\chi_{p}^{ng} - \sum_{j} \beta_{j}^{n} (\chi_{p}^{ng} - \chi_{dj}^{ng}) \sum_{g'} v^{n} \Sigma_{f}^{ng'}(r) \Phi^{g'}(r) \}$$
⁽²⁾

,соответствующего сопряженного стационарного уравнения:

$$-\nabla D^{g}(r)\nabla \Phi^{+g}(r) + \Sigma_{t}^{g}(r)\Phi^{+g}(r) = \sum_{g'} \Sigma_{S}^{gg'}(r)\Phi^{+g'}(r) + \frac{1}{k_{eff}} \sum_{n}^{M_{n}} \sum_{g'} \{\chi_{p}^{ng'} - \sum_{j} \beta_{j}^{n} (\chi_{p}^{ng'} - \chi_{dj}^{ng'}) \nu^{n} \Sigma_{f}^{ng}(r)\Phi^{+g'}(r)$$
(3)

Для решения нестационарного уравнения (1) в нейтронно-физическом коде реализованы алгоритмы прямого численного решения системы уравнений (1) и алгоритмы решения системы уравнений (1) в рамках подхода, основанного на представлении решения в виде произведения $\Phi(r, E, t) = P(t)\Psi(r, E, t)$ амплитудной функции P(t) и форм-функции $\Psi(r, E, t)$ [2].

В рамках такого подхода временное поведение амплитудной функции описывается системой уравнений:

$$\frac{\partial P(t)}{\partial t} = \frac{\rho(t) - \beta_{eff}(t)}{\Lambda(t)} P(t) + \sum_{n=1}^{M_n} \sum_{j} \lambda_j^n C_j^n(t), \quad \beta_{eff} = \sum_{n=1}^{M_n} \sum_{j} \overline{\beta}_{pj}^n(t)$$

$$\frac{\partial C_j^n(t)}{\partial t} + \lambda_j^n C_j^n(t) = \frac{\overline{\beta}_{dj}^n(t)}{\Lambda(t)} P(t)$$
(4)

Форм-функция $\Psi(r, E, t)$ определяется уравнением:

$$-\nabla D^{g}(r,t)\nabla \Psi^{g}(r,t) + \Sigma_{t}(r,E,t)\Psi^{g}(r,E,t) = \sum_{g'} \Sigma_{S}^{g'g}(r,t)\Psi^{g'}(r,E',t) + \\ + \sum_{n}^{M_{n}} \chi_{p}^{n}(E) \Big[1 - \beta^{n} \Big] \sum_{g'} v^{n} \Sigma_{f}^{ng'}(r,t)\Psi^{g'}(r,E',t) + \frac{1}{P(t)} Q_{d}^{g}(r,t) - \\ - \frac{1}{v} \Psi^{g}(r,E,t) \Big[\frac{1}{P(t)} \frac{\partial P(t)}{\partial t} + \frac{1}{\Psi^{g}(r,E,t)} \frac{\partial \Psi^{g}(r,E,t)}{\partial t} \Big] \qquad \beta^{n} = \sum_{j} \beta_{j}^{n}$$

$$Q_{d}^{g}(r,E,t) = \sum_{n}^{M_{n}} \sum_{j} \chi_{dj}^{n}(E) \lambda_{j}^{n} \beta_{j}^{n} \int_{-\infty}^{t} \exp(-\lambda_{j}^{n}(t-t') \sum_{g'} v^{n} \Sigma_{f}^{ng'}(r,t) \Phi^{g'}(r,t) dt'$$
(5)

Интегральные величины $\rho(t)$, $\beta_{eff}(t)$, $\Lambda(t)$, $C_j^n(t)$ и F(t) имеющие соответственно смысл реактивности, эффективной доли запаздывающих нейтронов, времени жизни мгновенных нейтронов, концентрации предшественников запаздывающих нейтронов и ценности нейтронов деления определяются соотношениями:

$$\rho(t) = \{ \int dV \int dE [\Phi^{+}(r, E) \nabla (\Delta D(r, E, t) \nabla \Psi(r, E, t) - \Sigma_{t}(r, E, t) \Psi(r, E, t) \Phi^{+}(r, E)] + \\ + \int dV \int dE \int dE' [\Delta \Sigma_{S}(r, t, E', \rightarrow E) + \chi_{p}(E) \Delta v \Sigma_{f}(E', r, t)] \Psi(r, E', t) \Phi^{+}(r, E) \} \frac{1}{F(t)} \\ \beta_{eff} = \sum_{n}^{M_{n}} \sum_{j} \overline{\beta}_{pj}^{n}(t), \quad \overline{\beta}_{pj}^{n}(t) = \beta_{j}^{n} \frac{F_{p}^{n}(t)}{F(t)}, \quad \overline{\beta}_{dj}^{n}(t) = \beta_{j}^{n} \frac{F_{d}^{n}(t)}{F(t)} \\ \Lambda(t) = \frac{\int dV \int dE \frac{1}{v} \Phi^{+}(r, E) \Psi(r, E, t)}{F(t)}, \quad C_{j}^{n}(t) = \frac{1}{\Lambda(t)F(t)} \int dV \int dE \chi_{p}^{n}(E) \Phi^{+}(r, E) C_{j}^{n}(r, t) \\ F(t) = \sum_{n=1}^{M_{n}} F_{p}^{n}(t), \quad F_{p}^{n}(t) = \int dV \int dE \int dE' \chi_{p}^{n}(E) v^{n} \Sigma_{f}^{n}(E', r, t) \Psi(r, E', t) \Phi^{+}(r, E) \\ F_{d}^{n}(t) = \int dV \int dE \int dE' \chi_{dj}^{n}(E) v \Sigma_{f}^{n}(E', r, t) \Psi(r, E', t) \Phi^{+}(r, E)$$

Изложенный выше подход был реализован ранее в динамическом программном комплексе DINA-РБМК [3], [4] и использовался для моделирования штатных переходных режимов, связанных с управляемым снижением мощности и остановом реактора и для моделирования штатных экспериментов по измерению парового коэффициента реактивности теплового уран-графитового реактора [5].

В настоящее время указанный подход реализован в нейтронно-физическом коде, интегрированном в динамический программный комплекс EUCLID, разрабатываемый в ИБРАЭ и был использован для моделирования стационарных состояний, штатных переходных и аварийных режимов РУ БРЕСТ.

Результаты расчётов

Ниже приведены результаты расчётов для двух режимов – сброс АЗ и самоход стержней АР.

На рисунке 1 представлена зависимость интегральной мощности реактора (в относительных единицах) от времени для режима сброса АЗ, на рисунке 2 - зависимость температур топлива, оболочки и теплоносителя от времени для режима сброса АЗ.



Рис. 1 Зависимость интегральной мощности (в отн. ед.) от времени (сброс АЗ)



Рис. 2 Зависимость температур топлива, оболочки и теплоносителя от времени (сброс АЗ)

На рисунках 3 и 4 приведены графики изменения интегральной мощности (в отн. ед.) и температуры (топлива, оболочки и теплоносителя) во времени для режима самохода АР



Рис. З Зависимость интегральной мощности (в отн. ед.) от времени (самоход АР)



Рис. 4 Зависимость температур топлива, оболочки и теплоносителя от времени (самоход АР)

Заключение

В работе дано описание некоторых моделей нейтронно-физического модуля интегрального комплекса ЕВКЛИД/V1. Приведено описание решения нестационарного уравнения переноса нейтронов, основанного на представлении решения в виде произведения амплитудной и форм-функции. Программа протестирована на различных режимах работы РУ и позволяет получать адекватные результаты.

- А.А. Белов, В.Н. Васекин, Д.П. Вепрев, В.А. Веретенцев, М.С. Вещунов, Н.А. Мосунова, М.А. Полоус, А.А. Стаханова, В.Ф. Стрижов, А.Г. Муратов, В.В. Тюков. Расчёт стационарных и переходных режимов работы реакторной установки со свинцовым теплоносителем интегральным кодом EUCLID/V1. 4-ая конференция «Тяжёлые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях. ТЖМТ-2013», тезисы (с.23) и сборник докладов.
- 2. Белл Д., Глестон С, Теория ядерных реакторов. М. Атомиздат 1974
- Васекин В.Н., Данилова Е.Н., Ионов А.И., Кулаков А.С., Останина М.А., Трехов В.Е. DINA-PБМК: Программный комплекс моделирования стационарных состояний и штатных переходных режимов РУ РБМК.- ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов,2004,вып.3.-С.51-61.
- Васекин В.Н., Данилова Е.Н. DINA-PБМК: Программа моделирования нестационарных нейтроннофизических процессов в активной зоне реакторной установки. Сер. Физика ядерных реакторов,2005,вып.1.-С.11-17.
- 5. Васекин В.Н., Данилова Е.Н. DINA-PБМК: расчетное моделирование штатных переходных режимов реакторной установки РБМК. Сер. Физика ядерных реакторов,2005,вып.1.-С.58-62.

Учёт влияния неоднородности при обосновании модели полигона захоронения ЖРО

Сускин В.В., магистрант 2 года МГУ им. М.В.Ломоносова

Научный руководитель: к.т.н, доц. МГУ им. М.В.Ломоносова Расторгуев А.В.

тел.: (916) 283-97-99, эл.почта: suskinviktor@mail.ru

Данное исследование предлагает способ задания эффективных параметров водовмещающих пород на примере полигона захоронения радиоактивных отходов «Северный» Горно-Химического Комбината (ГХК) под Красноярском.

Участок глубокого хранилища «полигон Северный» располагается в южной части Енисейского кряжа, на правом берегу р. Енисей, в 18 км к северу от г. Железногорск на древних террасах реки. Площадь размещения сооружений хранилища характеризуется относительно ровной поверхностью со слабым уклоном к востоку. Основными водными артериями в данном районе являются р. Енисей и ее правые притоки – р. Большая Тель и р. Кан.

На данной территории выделяются три основные проницаемые зоны (слоя) – I, II и III. Они разделены слабопроницаемыми слоями с индексами D, G, W, F, B, A. Подстилаются осадочные породы скальными породами. Проницаемые слои сложены аркозовыми песками иногда с прослоями глин, а также неотсортированными обломками пород с известковистым цементом. Разделяющие слои сложены, в основном, аргиллитоподобными глинами и алевролитами с прослоями песков. Скальные породы фундамента представлены кристаллическими сланцами и гнейсами.

Исходными данными являлись колонки разрезов по буровым скважинам с подробным выделением литологических разностей. Чтобы получить распространение литологических разностей в цифровом виде была использована программа MapInfo 8.0, посредством которой отсканированные стратиграфические колонки были преобразованы в цифровой вариант. В программе MapInfo производилась привязка каждой из колонок скважин в декартовой системе координат с начальной точкой отсчета в левом верхнем углу. Пространственное изменение координаты X значения не имело, поэтому выбиралось произвольно. Координата Y была выбрана согласно масштабу колонки так, что нижняя точка соответствовала глубине скважины. Каждая литологическая разность отделялась контрольной точкой. Необходимо было выявить абсолютные отметки кровли и подошвы каждого из литологических слоёв разреза, и соответствующих слоям литологических разностей. В ходе оцифровки было выделено 13 основных литологических разностей для всего объекта.

номер фации	литологический состав			
1	супеси			
2	суглинки			
3	пески м\з и алевриты			
4	пески с\з и р\з			
5	пески к\з			
6	галька, щебень и конгломерат			
7	пески и песчаники глинистые, алевролиты глина конгломераты, гравелиты, песчаник			
8				
9				
10	угли			
11	скальные породы			
12	кора выветривания			
13	почва			

Далее возник вопрос оценки фильтрационных свойств слоёв разреза и фильтрационных свойств каждой из литологических разностей. В рамках расчётов был произведен поиск коэффициентов фильтрации для подбора оптимальных величин водопроводимости. Помимо разрезов по скважинам, исходными данными являлись также значения водопроводимости для слоёв I, II и III, определённые по откачкам в скважинах. На полигоне было проведено 69 откачек.

Таблица 2. Мощности основных литологических фаций и значения водопроводимости для
нескольких скважин, в которых проводились откачки

Скражина	uoven house/vouveentu housii m										Водопроводимость	
Скважина			фактическая									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	Тф	
H-1				16.7	8.4			34.6	14.4	1.5	44.4	
Н-2				22.9			2.6	44.9	10.3		42.1	
Н-3				41.6			1.3	17.6	21.1		35.9	
H-4				31.5			12.4	25.6	11.2		40.3	
H-5			2.7	13.3			12.8	23.3	16.8		53.8	
П-12	6.6		7.3	9			20.2	16.3	3.5	2.2	5	
P-6				40.8		4.2		20	21.1		126.5	
AH-10				33.9		3.1		46.3	8		22.3	

Как известно, проводимость горизонта равна сумме проводимостей отдельных его литологических разностей (прослоев), а проводимость отдельного прослоя – есть произведение коэффициента фильтрации прослоя на мощность прослоя. Таким образом, зная мощности литологических разностей внутри слоёв I, II и III для скважин, по которым была проведена откачка, можем записать уравнение для каждой скважины так, что сумма произведений коэффициентов фильтрации литологических разностей на мощность соответствующей разности есть проводимость, которая была определена по данным откачки. То есть мы имеем систему из 69 уравнений (так как было проведено 69 откачек) с 10-ю неизвестными (литологические разности). Их 10, так как в пределах слоёв I, II и III встречаются литологические разности только с 1-ой по 10-ую. Поиск коэффициентов фильтрации каждой литологической разности производился с помощью оптимизационного алгоритма PEST. Для проведения вычислений с помощью PEST необходимо было задать диапазоны оптимизационного варьирования коэффициентов фильтрации. Эти диапазоны выбирались исходя из обычных представлений о возможном порядке этих величин.

		кф	кф
номер		min,	мах,
фации	литологические разности	м/сут	м/сут
1	супеси	0.05	0.2
2	суглинки	0.0001	0.01
3	пески м\з и алевриты	0.1	1
4	пески с\з и р\з	0.5	5
5	пески к\з	1	10
	галька, щебень и		
6	конгломерат	1	5
	пески и песчаники		
7	глинистые, алевролиты	0.1	1
8	глина	0.0001	0.001
	Конгломераты,гравелиты,		
9	песчаник	0.1	4
10	угли	0.0001	0.05

Таблица 3. Диапазоны оптимизационного варьирования коэффициентов фильтрации для алгоритма PEST

РЕЅТ сравнивает сумму квадратов разности наблюдённых проводимостей и модельных проводимостей с некоей функцией качества. Количество итераций этого сравнения идёт до тех пор, пока функция качества не перестанет существенно изменяться. В нашем случае количество итераций равно девяти. По результатам видно, что литологические разности 2, 8 и 10 можно объединить по схожему коэффициенту фильтрации; 1, 3 и 7 также имеют схожий коэффициент фильтрации. Литологические разности 4, 5 и 9 имеют коэффициент фильтрации, равный единице.

HOMON		иторовний
номер	литологические	итоговыи
фации	разности	кф, м/сут
1	супеси	0.3
2	суглинки	0.0001
3	пески м\з и алевриты	0.4
4	пески с\з и р\з	1
5	пески к\з	1
6	галька, щебень и конгломерат	3.7
7	пески и песчаники глинистые, алевролиты	0.3
8	глина	0.0001
9	конгломераты, гравелиты, песчаник	1
10	угли	0.01

Таблица 4. Подобранные значения коэффициентов фильтрации с помощью оптимизационного алгоритма PEST

Расчет эффективных коэффициентов фильтрации модельных слоёв в вертикальном направлении и в горизонтальном направлении для каждой скважины проводился по формулам:

$$k_{h} = \frac{\sum_{i=1}^{n} k_{i} m_{i}}{\Delta z}, \quad k_{v} = \frac{\Delta z}{\sum_{i=1}^{n} \frac{m_{i}}{k_{i}}}$$

где n – число фаций,

 Δz – общая мощность слоя,

m_i – мощность і-ой литологической разности,

k_i – коэффициент фильтрации i-ой литологической разности,

k_b – коэффициент фильтрации в горизонтальном направлении,

k_v - коэффициент фильтрации в горизонтальном направлении.

В горизонтальном направлении расчёт коэффициента фильтрации представляет собой отношение произведения коэффициентов фильтрации литологических разностей и мощностей разностей к общей мощности слоя. Иными словами, коэффициент фильтрации слоя получен путём отношения проводимости слоя к его мощности. А в вертикальном направлении коэффициент фильтрации получен при делении общей мощности слоя к сумме отношений мощности прослоя к коэффициенту фильтрации прослоя. То есть были получены значения коэффициентов фильтрации для каждого из геологических слоёв в горизонтальном направлении по данным бурения (вычисление по формулам) и по данным откачки (исходные данные). В основном, данным по откачке доверяли больше. В вертикальном направлении значения коэффициента фильтрации получены только по данным бурения.

После этого, чтобы построить плановые карты распределения коэффициентов фильтрации для каждого слоя, была проведена интерполяция коэффициентов фильтрации слоёв, полученных для скважин. Интерполяция проводилась с помощью программного комплекса «magsurf». Интерполирование и экстраполирование данных осуществлялось с помощью метода Триангуляции Делоне. В результате интерполяции были получены плановые карты коэффициента фильтрации в горизонтальном и в вертикальном направлении для всех проницаемых и разделяющих слоёв. Эти карты, в дальнейшем планируется использовать в модели для прогноза миграции загрязнения.



Рис. 1. Схема распределения коэффициента фильтрации в горизонтальном направлении для горизонта І



Рис. 2. Схема распределения коэффициента фильтрации в вертикальном направлении для горизонта І

Стационарная модель абсорбции диоксида углерода как часть математического описания пристанционного ядерного топливного цикла

Ткаченко В.А., Кащеев В.А., Устинов О.А., Якунин С.А. ОАО ВНИИНМ имени А.А.Бочвара Эл. почта: vl.a.tkachenko@yandex.com

Введение

Замыкание ядерного топливного цикла является одной из важнейших современных задач энергетики. Одним из наиболее перспективных путей в этом направлении является замыкание топливного цикла с помощью быстрых реакторов, использующих нитридное топливо.

Одной из проблем переработки нитридного ОЯТ является обращение с углеродом-14. В отличие от существующего оксидного топлива, нитридное содержит азот-14, который при облучении частично превращается в радиоактивный углерод-14. Так как операции растворения нитридного ОЯТ происходят в окислительной среде, углерод-14 будет в форме диоксида углерода поступать в систему газоочистки и может попасть в окружающую среду. Во избежание выхода углерода-14 в окружающую среду необходимо предусмотреть узел очистки от углекислого газа.

Описание процесса абсорбции

Для улавливания углекислого газа в промышленности применяется большое количество различных абсорбентов, среди них моноэтаноламин, гидроксиды щелочных и щелочноземельных металлов. Применение каждого абсорбента обуславливается спецификой решаемой задачи. Процесс абсорбции углекислого газа чаще всего проводят в противоточных абсорберах, заполненных регулярной или нерегулярной насадкой. Отработанный сорбент может регенерироваться в предназначенном для этого аппарате или выводиться из оборота и заменяться свежим.

Схема процесса, рассматриваемого в данной работе, предусматривает абсорбцию углекислого газа раствором щелочи в противоточном насадочном абсорбере с последующей регенерацией абсорбента.



Рис. 1. Принципиальная схема процесса абсорбции углекислого газа

Основными технологическими параметрами, оказывающими влияние на процесс улавливания являются потоки жидкости G и газа L, температура проведения процесса T, рабочее давление P, степени очистки очищаемого газа φ , концентрация углекислого газа в очищаемом газе C_{ex} , концентрация щелочи на входе B_{ex} и на выходе из аппарата B_{ebx} , степень карбонизации входящего потока щелочи α_{ex} .

К рассчитываемым величинам относятся геометрические размеры абсорбера, степень карбонизации выходящего потока щелочи α_{Bblx} , эффективность работы насадки.

Описание модели

Разработанная модель позволяет преобразовать входные параметры в выходные по определенному алгоритму, представленному на рисунке 2.



Рис. 2. Блок-схема расчета характеристик процесса абсорбции углекислого газа

Оптимизационный расчет

Данные, получаемые в результате расчета могут быть использованы для выбора условий проведения данного процесса. В качестве примера можно привести результаты расчета геометрических размеров абсорбера в зависимости от расхода орошающей жидкости. В качестве исходных данных выбраны следующие параметры – температура 20°С, давление – атмосферное, поток очищаемого газа – 100 куб.м/ч, степень очистки – 99%, аппарат орошается 1М раствором NaOH.

Расход орошающей жидкости, м ³ /ч	0.5	1	2	5	1	1	2
					0	5	0
Объем аппарата, м ³	8.5	3.	2.	1.	1.	1	1
	3	80	58	67	29	.13	.05
Высота аппарата, м	26	9	4	1	1	7	5
	4.17	2.19	6.97	9.66	0.36	.19	.58
Диаметр аппарата, м	0.2	0.	0.	0.	0.	0	0
	0	23	26	33	40	.45	.49

Таблиі	(a 1.	Зависимость	размеров	аппарата	от величины	рошающего	потока
--------	-------	-------------	----------	----------	-------------	-----------	--------

По расчетным данным можно заключить, что работа с минимальным потоком орошения требует создания абсорбера крайне большой высоты. Из этих данных можно видеть, что требуемая высота аппарата резко падает с увеличением потока орошения, диаметр абсорбера при этом растет не так значительно. Однако для проведения оптимизационного расчета следует учесть расход энергии на перемещение орошающего потока. В первом приближении можно положить, что расходы на жидкости линейно зависят от расхода жидкости, тогда можно определить оптимальное значение потока орошения.



Рис. 3. Зависимость высоты annapama и расходов на перекачивание жидкости от расхода орошающей жидкости

Данный пример является упрощенной иллюстрацией возможности оптимизации процесса с помощью разработанной модели. Для оптимизации же реального процесса следует использовать более точные экономические данные и учитывать ограничения, накладываемые местом расположения установки. В дальнейшем планируется дополнить модель такими возможностями и подробным описанием процесса регенерации абсорбента.

Заключение

Разработанная модель может быть включена в состав модели, описывающей полный цикл переработки ОЯТ. Модель позволяет анализировать влияние различных технологических параметров на характеристики процесса абсорбции углекислого газа и проводить его оптимизацию.

- 1. Дытнерский Ю.И. Процессы и аппараты химической технологии. Часть 2. Массообменные процессы и аппараты. М.: Химия, 1995, 368 с.
- 2. Астарита Дж. Массопередача с химической реакцией. Л.: Химия, 1971, 224 с.
- 3. Рамм В.М. Абсорбция газов. М: Химия, 1976, 656 с.
- 4. Данквертс П.В. Газожидкостные реакции. М: Химия, 1973, 296 с.
- 5. Касаткин А.Г. Основные процессы и аппараты химической технологии. М.: Химия, 1971, 784 с.

Разработка модели радиохимических переделов замкнутого ядерного топливного цикла для расчета баланса материальных потоков, оптимизации режимов работы оборудования и обоснования безопасности технологических процессов

Третьякова С.Г., Шмидт О.В.

ОАО ВНИИНМ имени А.А. Бочвара

тел: (915)-338-56-67, (499)-190-82-19, эл. почта: djilyn@yandex.com

В настоящее время разработка любого сложного химического производства (в том числе и производства по переработке отработавшего ядерного топлива) должно сопровождаться созданием управляющей модели производства. Особенно использование такой модели актуально при разработке инновационных производств, когда для целого ряда процессов нет готовых технологических решений, а часть процессов требует проведения научных исследований в соответствующих областях.

Управляющая модель производства должна выполнять следующие функции:

- гибкое конструирование модели технологической схемы, которое предполагает возможность не только менять значения параметров отдельных процессов, но и заменять/добавлять/удалять в модель технологического процесса отдельные операции или их совокупность (реализуется с помощью использования блочной структуры, где каждой операции отвечает своя математическая модель, написанная в рамках отдельного класса);
- контроль расчетных параметров входящих потоков с целью выявления коллизий технологического характера на стадии построения схемы (например, входящий поток по характеристике кислотности превышает заданное предельное значение для данной операции, следовательно требуется дополнительная операция нейтрализации);
- расчет составов и расходов материальных потоков технологической схемы (в том числе распределение радионуклидов и ключевых стабильных элементов по потокам продуктов схемы);
- расчет характеристик потоков и процессов в стационарном и нестационарном режимах (пусковые и аварийные режимы) с учетом параметров оборудования;
- взаимодействие с АСУТП и САК;
- анализ параметров технологического процесса и выдача рекомендаций по их корректировке (концепция «советчик оператора»).

Частной функцией управляющей модели производства является балансовый расчет всех материальных потоков технологической схемы и ее отдельных участков. Балансовый расчет проводится с целью определения расходов и характеристик (вещественный и элементный составы, кислотность, плотность, удельная активность и тепловыделение основных продуктов и отходов технологии). Полученные данные могут быть использованы для сравнительного анализа различных вариантов схем процесса, для оценки реализуемости и целесообразности предлагаемых технологических решений с позиций объемов и активностей радиоактивных отходов (например, оценка экономической приемлемости варианта технологии с точки зрения затрат на обращение с отходами переработки ОЯТ).

К настоящему времени в ОАО «ВНИИНМ» создана «Балансовая модель» замыкающих переделов ЯТЦ, которая представляет собой базу данных математических моделей отдельных радиохимических процессов, используя которую с помощью средств пользовательского интерфейса можно сформировать любую последовательность операций для любого участка схемы переработки ОЯТ и провести для нее расчет материального баланса по всем потокам схемы. Программа «Балансовая модель» содержит библиотеку моделей отдельных операций и процессов переработки ОЯТ РБ, а также фабрикации смешанного нитридного U-Pu топлива. На основании выполняемых с использованием «Балансовой модели» расчетов формируются исходные данные данных для конструирования отдельных узлов и систем технологии.

Также в настоящее время проводится совместная работа во ВНИИТФ им. Забабахина и ВНИИНМ им. А.А. Бочвара по разработке программного комплекса [1], выполняющего функции оптимизационной модели, который позволит моделировать замкнутый ядерно-топливный цикл, проводить балансовые расчеты, с использованием виртуального эксперимента оптимизировать режимы работы оборудования и предоставлять необходимые данные для обоснования безопасности отдельных переделов и технологической схемы в целом. В том числе ведутся работы по интеграции в данный комплекс базы данных балансовой модели, созданной в ОАО «ВНИИНМ», с разработкой соответствующего интерфейса и работы по включению частных моделей радиохимических процессов и аппаратов, учитывающих физико-химические свойства рабочих сред, условия проведения процессов и другие необходимые параметры. Интеграция осуществляется по трем вариантам: создание интерфейса для обмена данными с внешней моделью процесса, адаптация существующей модели к стандартам интерфейса разрабатываемой управляющей модели и создание моделей в соответствии с требованиями к формату модели процесса.

Интеграция базы моделей программы «Балансовой модели» в оптимизационную модель обеспечила создание удобного графического интерфейса с возможностью построения блок-схемы процесса в режиме конструктора с одновременным входным контролем параметров принимаемых продуктов в процессе построения схемы. Блок-схема может редактироваться на любом этапе построения схемы и проведения балансового расчета. База моделей является редактируемой, что позволяет формировать и редактировать существующие программные блоки, соответствующие отдельным операциям и процессам, практически одновременно с проведением научно-исследовательских работ в соответствующих направлениях.

На следующем этапе планируется развитие модели по следующим направлениям:

- отладка работы модели в части проведения балансовых расчетов без учета временных факторов (статическая модель);
- разработка концепции расчета циклограмм процессов на основании данных или оценок по производительности отдельных единиц оборудования, задержки в трубопроводах и накопительных емкостях (динамическая модель);
- расчет ядерных превращений, происходящих в рабочих средах в процессе переработки ОЯТ.

Принципиально опыт создания данного продукта, а также расчетные коды, используемые при реализации функционала оптимизационной модели могут быть использованы для создания таких моделей практически любого технологического процесса химической технологии при создании или наличии соответствующей библиотеки моделей отдельных операций.

Литература

 S. Tretyakova, O. Shmidt, I. Makeyeva, T. Podymova, A. Shadrin, V. Tkachenko, O. Verbitskaya, O. Schultz, I. Peshkichev, "Spent Nuclear Fuel Reprocessing Modeling". Global «Nuclear Energy at a Crossroads», pages 1447-1453 (CD-ROM edition), 2013, Salt Lake City, Utah, USA 2013.

Режимы переноса примеси при наличии развитой тепловой конвекции в пористой среде

Трофимов С.А., студент 4 курса МФТИ Научный руководитель: к..ф.-м.н., доцент Матвеев Л.В. Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН тел.: 8-985-432-41-05, эл.почта: trofserega@rambler.ru

1. Введение

Одной из фундаментальных проблем атомной энергетики является проблема захоронения радиоактивных отходов (РАО). В настоящее время наиболее перспективным способом окончательной изоляции РАО является их подземное захоронение в специально создаваемых хранилищах на глубине до полукилометра от поверхности земли. Учитывая, что инженерные барьеры имеют конечный срок службы, по истечении некоторого времени возможно их разрушение, что приведет к выходу опасных радионуклидов за пределы хранилища. В этом случае барьером, препятствующим проникновению данных загрязнений в области, связанные с деятельностью человека, будут являться геологические формации. Поэтому для обоснования надежности подземных хранилищ РАО необходимо построение моделей, адекватно описывающих перенос примеси в сильно неоднородных геологических средах.

Перенос загрязнений в геологических формациях происходит в форме их раствора в грунтовых водах. Поэтому характер и скорость распространения примеси зависит от типа течения грунтовых вод. В свою очередь, течение грунтовых вод определяется характеристиками среды (величиной и распределением проницаемости), а также внешними условиями. Особенностью захоронений РАО является то, что данные хранилища являются источником тепла, обусловленного радиоактивным распадом радионуклидов. Поэтому вблизи захоронений могут возникать значительные градиенты температур, которые в свою очередь, могут привести к развитию конвективных течений в пористых геологических средах. Целью данной работы является исследование переноса примеси в некоторых течениях такого типа.

2. Постановка задачи

Рассмотрим слой пористой, насыщенной водой среды. Если температура основания слоя выше температуры его верхней границы, состояние жидкости может быть неустойчивым, в результате чего нагретая, более легкая жидкость будет под действием архимедовой силы подниматься вверх, а более холодная – опускаться вниз. Для пористой среды данная задача исследовалась в [1], где было получено, что возникновение данной неустойчивости происходит при критических числах Рэлея $Ra = 4\pi^2$. Для пористой среды число Рэлея определяется как $Ra = \frac{g\beta \Delta T KH}{v\chi}$, где g-ускорение свободного падения, β - коэффициент теплового расширения, ΔT - разница температур основания и верхней поверхности слоя, H - высота пористого слоя, v-кинематическая вязкость, χ - температуропроводность, K - проницаемость пористой среды. Данное соотношение определяет критическую температуру начала конвективного движения жидкости. При дальнейшем повышении температуры происходит формирование устойнивого темения в виде днеек. В зависимость от условий возможны

формирование устойчивого упорядоченного течения в виде ячеек. В зависимости от условий возможны ячейки двух типов: 1) в форме цилиндрических валов (или «роллов»), и 2) правильных шестигранных структур (так называемые ячейки Бенара). В настоящей работе мы рассмотрим случай (1).

Отметим также, что характерная скорость жидкости во внешнем слое конвективных ячеек можно оценить как

$$V \approx \frac{K}{m\nu} g\beta \Delta T \,, \tag{1}$$

где *m* есть пористость среды.

Для случая (1) перенос примеси происходит следующим образом. Мы считаем, что попадание примеси в слой происходит с нижней границы слоя. Частица примеси движется вдоль трубки тока со скоростью V и одновременно диффундирует в поперечном направлении. Проходя вдоль вертикальной границы двух соседних валов, частица может продиффундировать в соседний вал. Время прохождения вдоль границы двух валов (из точки 1 в точку 2 на Рис. 2), $\tau_c \approx H/V$, определяет характерный размер слоя (трубки тока) W, из которого частица может перейти в соседнюю ячейку, согласно условию $\tau_d \approx w^2/d \approx \tau_c$, откуда

$$w \approx \sqrt{d\tau_c} \approx \sqrt{\frac{dH}{V}} = H \cdot P e^{-\frac{1}{2}} << H$$
 (2)

Здесь d есть коэффициент диффузии частиц примеси в пористой среде, $Pe = \frac{HV}{d}$ - число Пекле.

Данный процесс является случайным, так как частица в результате диффузии может как перейти в соседнюю ячейку, так и остаться в исходной, в результате ухода вглубь вала. В итоге, частицы, находящиеся в слое W совершают хаотические скачки влево и вправо, что может быть описано как процесс одномерной (вдоль цепочки валов) диффузии с коэффициентом $D \approx H^2 / \tau_c$. Миграция примеси вдоль оси валов описывается обычной диффузией с коэффициентом d. Верхнюю и нижнюю границу слоя считаем непроницаемыми.



Рис. 1. Модель конвективных валов и движения частицы

Частицы примеси, находящиеся во внутренних областях валов вне слоя толщины W, непосредственно не участвуют в переносе примеси между ячейками. В этом смысле внутренние области валов являются ловушками. Поэтому перенос примеси по системе валов описывается моделью двойной пористости [2, 3], которая в применении к данной задаче состоит в следующем.

Среда миграции состоит из двух подсистем: 1) совокупности периферийных, толщиной *W*, слоев валов, и 2) совокупности внутренних областей валов. Скорость *V* считаем большой, так что выполняется неравенство (2). Ось *Ox* направим вдоль цепочки валов (Рис. 2). Для частиц первой

подсистемы перенос вдоль оси Ox на расстояния больше H (и, следовательно, на временах $t > \tau_c$) описывается уравнением диффузии

$$\frac{\partial c}{\partial t} - D \frac{\partial^2 c}{\partial x_2} = -Q.$$
(3)

Здесь *C* есть концентрация частиц принадлежащих подсистеме (1), но пересчитанная на полный объем ячеек, так что связь *c* с «точной» концентрацией \hat{c} (число частиц приходящихся на единицу объема слоя толщиной *w*) имеет вид $c = \frac{2w}{H}\hat{c}$. Член в правой части *Q* описывает обмен примесью между подсистемами 1) и 2). Выражение для концентрации в подсистеме (2), *n*, имеет вид $\frac{\partial n}{\partial t} = Q$. Решается задача с начальным условием, $c(x, t = 0) = N_0 \delta(x)$.

Уравнение (4) в Фурье-Лаплас представлении имеет вид $(p + Dk^2)c_{p,k} = N_0 - Q_{p,k}$, где $c_{p,k}$ и $Q_{p,k}$ суть Фурье-Лаплас образы концентрации и функции стока. Выражение для $Q_{p,k}$ можно получить точно, но мы ограничимся асимптотиками этого выражения, полученными в [3]. Именно, для больших и малых значений переменной Лапласа, для $Q_{p,k}$ справедливы следующие приближенные выражения

$$Q_{p,k} \cong -\Lambda_p \cdot c_{p,k}, \qquad \Lambda_p \cong \sqrt{\frac{p}{\tau_c}}, \text{для } p\tau_H >> 1, \qquad \Lambda_p \cong p\sqrt{\frac{\tau_H}{\tau_c}}, \text{для } p\tau_H << 1.$$
 (4)

Здесь введено новое характерное время $\tau_H = H^2/d$, описывающее время диффузии частицы примеси на масштабе порядка размера вала, или, другими словами, время установления равновесия между примесью сосредоточенной во внешнем слое W и внутренней областью вала. Учитывая соотношения (4), решение выражение для концентрации принимает вид $c_{p,k} = N_0 \left[p + \Lambda_p + Dk^2 \right]^{-1}$, обратное Фурье –Лаплас преобразование которого дает распределение концентрации примеси c(x,t).

В данной работе мы ограничимся описанием переноса с помощью двух моментов функции концентрации: полного числа активных частиц $N(t) = \int dx c(t,x)$, и дисперсии $\left[\sigma(t)\right]^2 = N(t)^{-1} \int dx \, x^2 \, c(t,x)$.

3. Режимы переноса

На временах $\tau_c \ll t \ll \tau_H$, полное число активных частиц убывает со временем $N(t) \approx \sqrt{\tau_c/t}$, а дисперсия примеси растет по субдиффузионному закону $\sigma^2 \approx D\sqrt{\tau_c t}$.

На временах $t >> \tau_H$, полное число активных частиц стабилизируется и оказывается равным $N(t) \approx \sqrt{\tau_c/\tau_H}$, а дисперсия описывается классическим законом, но с перенормированным коэффициентом: $\sigma^2 \approx D_{eff} t$, где $D_{eff} = D \sqrt{\tau_c/\tau_H}$.

Подставляя в выражение для D_{eff} значения для τ_c и τ_H , получим для эффективного коэффициента диффузии выражение $D_{eff} = d\sqrt{Pe}$. Данное выражение для диффузии примеси по системе валов впервые было предложено А.М. Дыхне [4] на основе качественных оценок.

4. Перенос в двупористой среде

Данную модель можно распространить на случай, когда сама пористая среда, заполняющая слой, обладает двумя типами пористости, как например, трещиновато-пористая среда. В этом случае система трещин формирует хорошо проницаемую подсистему (1), а пористая матрица – слабопроницаемую подсистему (2). При наличии перепада температуры (нагретое основание и холодный верх слоя) в нем возможно установление конвективных течений причем течение жидкости происходит по системе трещин, в то время как в пористой матрице течение пренебрежимо мало. При анализе переноса примеси в такой подсистеме вводятся два характерных времени t_a и t_b , аналогичные, соответственно, временам

 au_c и au_b введенным выше.

Предположим, что время установления равновесия в двупористой среде между примесью в системе трещин и в пористой матрице много меньше времени переноса примеси конвективным течением на масштабах порядка размера ячейки. Тогда скорость переноса примеси вдоль трубки тока и эффективный коэффициент диффузии на масштабах ячейки принимают вид $\tilde{V} = V \sqrt{t_a/t_b}$, $\tilde{d} = d \sqrt{t_a/t_b}$. Соответственно, эффективный коэффициент диффузии для переноса вдоль цепочки валов на больших временах принимает вид $\tilde{D}_{eff} = \tilde{d} \sqrt{Pe} = d \sqrt{t_a/t_b} \sqrt{Pe}$, а условие реализации этого режима есть H

 $\sqrt{t_a t_b} \ll \frac{H}{V}$, где скорость определяется соотношением (2).

5. Заключение

В работе рассмотрен перенос примеси в пористой среде, обусловленный развитием ячеистых конвективных течений жидкости вследствие неоднородного нагрева среды. Показано, что при достаточно больших вертикальных перепадах температуры (и, следовательно, больших скоростях конвекции в ячейках) перенос может быть описан в рамках модели двойной пористости. Также показано, что перенос вдоль цепочки валов происходит в режиме субдиффузии на умеренных временах, и в режиме классической диффузии на больших временах. Получены выражения для эффективных транспортных констант. Рассмотрены случаи среды с одним типом пористости, и двупористой среды.

- 1. Гершуни Г.З., Жуховицкий Е.М., Конвективная устойчивость несжимаемой жидкости, Наука, Москва, 1972
- 2. Gerke, H.H., and M.T. van Genuchten. 1993. A dual-porosity model for simulating the preferential movement of water and solutes in structured porous media. Water Resour. Res. 29:305-319.
- Матвеев Л.В., Перенос примеси в трещиновато-пористой среде с сорбцией, ЖЭТФ, т. 142, в. 5(11), стр. 943-950.
- Isichenko, M.B. 1992. Percolation, statistical topography and transport in random media, Rev. Mod. Phys. 64(4):961-1043

Математическое моделирование течений двухфазных сжимаемых сред методом Годунова

Уткин П.С., к.ф.-м.н., н.с. ИБРАЭ РАН

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (926) 276-65-60, эл. почта: pavel utk@mail.ru

1. Введение

Необходимость исследования динамики потоков двухфазных сред возникает для широкого спектра практических приложений от задач теории распространения гетерогенной детонации до проблем безопасного функционирования ядерных реакторов. При этом различные режимы двухфазных течений требуют использования специфичных для этих режимов математических моделей и соответствующих вычислительных алгоритмов. Для случая течений двухфазных сжимаемых сред со значительным содержанием дисперсной фазы одной из распространенных математических моделей является система уравнений Баера-Нунциато (БН) [1], изначально сформулированная авторами для изучения перехода горения в детонацию в гетерогенных средах, а также множество последующих модификаций на ее основе (см., например, обзор в [2]).

Редуцированная (без учета алгебраических членов в правых частях уравнений, описывающих эффекты межфазного взаимодействия) система уравнений БН выражает собой законы сохранения массы, импульса и энергии для газовой и дисперсной фаз, а также уравнение переноса для объемной доли дисперсной фазы:

$$\mathbf{u}_{t} + \mathbf{f}_{x}(\mathbf{u}) = \mathbf{h}(\mathbf{u})\overline{\alpha}_{x},$$

$$\mathbf{u} = \begin{bmatrix} \overline{\alpha} \\ \overline{\alpha}\overline{\rho} \\ \overline{\alpha}\overline{\rho}\overline{v} \\ \overline{\alpha}\overline{\rho}\overline{E} \\ \alpha\rho \\ \alpha\rho\nu \\ \alpha\rho\nu \\ \alpha\rho\overline{E} \end{bmatrix}, \mathbf{f} = \begin{bmatrix} 0 \\ \overline{\alpha}\overline{\rho}\overline{v} \\ \overline{\alpha}(\overline{\rho}\overline{v}^{2} + \overline{\rho}) \\ \overline{\alpha}\overline{v}(\overline{\rho}\overline{E} + \overline{\rho}) \\ \alpha\rho\nu \\ \alpha(\rho\nu^{2} + p) \\ \alpha\nu(\rho\overline{E} + p) \end{bmatrix}, \mathbf{h} = \begin{bmatrix} -\overline{v} \\ 0 \\ p \\ p\overline{v} \\ 0 \\ -p \\ -p\overline{v} \end{bmatrix},$$

$$\overline{\alpha} + \alpha = 1, \ \overline{E} = \frac{\overline{v}^{2}}{2} + \overline{e}(\overline{p}, \overline{\rho}), \ E = \frac{v^{2}}{2} + \overline{e}(p, \rho)$$

Здесь α – объемная доля, ρ – плотность, v – скорость, p – давление, E и e – полная и внутренняя энергия на единицу объема, параметры с чертой сверху относятся к дисперсной фазе, без черты – к газовой фазе.

Система уравнений БН является гиперболической, но не в строгом смысле (у матрицы системы в характеристической форме записи имеются одинаковые собственные числа, но собственные вектора образуют базис), при выполнении условий:

$$\alpha \neq 0, \ \overline{\alpha} \neq 0, \ \left(v - \overline{v}\right)^2 \neq c^2,$$

где *с* – скорость звука в газовой фазе. Еще одной особенностью рассматриваемой системы является отсутствие у нее консервативной формы записи.

Целями работы являются:

 реализация метода Годунова решения системы уравнений БН, предложенного в [3], для, так называемого, "дозвукового" случая:

$$\left(v-\overline{v}\right)^2 < c^2,$$

который реализуется при наличии значительной силы межфазного взаимодействия;

проверка работоспособности метода с использованием матрицы тестов [4], которые представляют собой задачи Римана с различными начальными данными, в которых реализуются типы течений, представляющие, как правило, значительную трудность с точки зрения численного моделирования.

2. Метод Годунова решения системы уравнений Баера-Нунциато

Метод Годунова для решения системы уравнений БН записывается в виде:

$$\mathbf{U}_{j}^{n+1} = \mathbf{U}_{j}^{n} - \frac{\Delta t}{\Delta x} \Big[\mathbf{F}_{L} \Big(\mathbf{U}_{j}^{n}, \mathbf{U}_{j+1}^{n} \Big) - \mathbf{F}_{R} \Big(\mathbf{U}_{j-1}^{n}, \mathbf{U}_{j}^{n} \Big) \Big]$$

Здесь через U обозначена искомая сеточная вектор-функции, F – вектор численного потока, *j* и *n* – пространственный и временной индексы, Δx и Δt – размер ячейки расчетной области и шаг интегрирования по времени. Стоит отметить, что из-за наличия неконсервативного члена в правой части системы "поток" через ребро $x_{i+1/2}$ слева, вообще говоря, не равен "потоку" справа:

$$\mathbf{F}_{L}\left(\mathbf{U}_{j}^{n},\mathbf{U}_{j+1}^{n}\right)\neq\mathbf{F}_{R}\left(\mathbf{U}_{j}^{n},\mathbf{U}_{j+1}^{n}\right).$$

Алгоритм расчета "потока" включает в себя следующие стадии [3]:

- 1. расчет давлений на контактных разрывах в обеих фазах классическим методом Годунова [5];
- решение специальной нелинейной алгебраической системы уравнений "тонкого слоя" [3] для нахождения давлений обеих фаз слева и справа от разрыва объемной доли в дисперсной фазе, где в качестве начального приближения используются давления, найденные на предыдущей стадии 1 алгоритма;
- 3. отбор решений в обеих фазах на основе найденных давлений на стадии 2;
- 4. расчет консервативной составляющей "потока";
- 5. расчет неконсервативной составляющей "потока".

3. Тестирование метода Годунова для решения системы уравнений Баера-Нунциато

Для проверки реализованного метода была выполнения серия из шести тестов, анализировавшихся в [4]. Рассмотрим в качестве примера задачу Римана со значительным, в несколько порядков перепадом величин в начальных условиях между параметрами слева и справа от разрыва и межу параметрами в газовой и дисперсной фазах:

$$\bar{\alpha}_L = 0.2, \ \bar{\rho}_L = 1900, \ \bar{v}_L = 0, \ \bar{p}_L = 10, \ \rho_L = 2, \ v_L = 0, \ p_L = 3, \ x < 0.5, \ \bar{\alpha}_R = 0.9, \ \bar{\rho}_R = 1950, \ \bar{v}_R = 0, \ \bar{p}_R = 1000, \ \rho_R = 1, \ v_R = 0, \ p_R = 1, \ x > 0.5.$$

Индекс "*L*" соответствует параметрам слева от первоначального разрыва, "*R*" – справа. Газовая фаза считается идеальным газом, дисперсная фаза описывается двучленным уравнением состояния:

$$p = (\gamma - 1)\rho e, \ \overline{p} = (\overline{\gamma} - 1)\overline{\rho}\overline{e} - \overline{\gamma}\overline{P}_0, \ \gamma = 1.35, \ \overline{\gamma} = 3, \ \overline{P}_0 = 3400.$$

Расчетная сетка равномерная с числом узлов 101. Шаг по времени выбирается адаптивно, исходя из критерия устойчивости Куранта, коэффициент запаса 0.8. Рис. 1 иллюстрирует полученные в расчете профили давлений, плотностей и скоростей фаз в сравнении с соответствующими точными решениями. Структура течения включает в себя "левую" ударную волну и "правую" волну разрежения для дисперсной фазы, а также две ударные волны для газовой фазы.

Описанная численная методика также тестировалась на задачах из работы [6]. В частности, было проведено численное исследование задачи о прохождении ударной волны через плотный слой стеклянных шариков. Получено как качественное соответствие данным натурного опыта по ударно-волновой структуре решения, включающей прошедшую через слой и отраженную от него волны, так и количественное совпадение по амплитудам этих волн.



Рис. 1. Распределения (а) давлений, (б) плотностей и (в) скоростей фаз в тестовой задаче. Сплошная линия – точное решение в дисперсной фазе, пунктирная – в газовой. Круги – численное решение в дисперсной фазе, треугольники – в газовой.

4. Заключение

Программно реализован и исследован на наборе тестовых задач [4, 6] метод Годунова [3] для численного интегрирования системы уравнений Баера-Нунциато, описывающей течения плотных двухфазных сжимаемых сред. Одно из преимуществ данного метода по сравнению с приближенными – связность процедуры решения в смысле отсутствия расщепления системы уравнений на подсистемы для газовой и дисперсной фаз, выполняющееся обычно при некоторых упрощающих предположениях, для наиболее трудных с точки зрения математического моделирования ситуаций при наличии разрывов объемной доли дисперсной фазы. Другой важной особенностью метода является возможность корректного рассмотрения особых случаев отсутствия одной из фаз по одну из сторон от первоначального разрыва за счет того, что задача Римана решается точно, и поэтому появляется возможность точно описать движение контактного разрыва в дисперсной фазе.

- 1. M.R. Baer, J.W. Nunziato, "A two-phase mixture theory for the deflagration-to-detonation transition (DDT) in reactive granular materials". Int. J. Multiphase Flow, 1986, 21 (6), 861 889.
- А.А. Леонов, В.В. Чуданов, А.Е. Аксенова, "Разработка численных методов моделирования двухфазных течений с явным выделением межфазной границы". Фундаментальные проблемы моделирования турбулентных и двухфазных течений, Т. 3, М.: Комтехпринт, 2012, 351 – 431.
- 3. D.W. Schwendeman, C.W. Wahle, A.K. Kapila, "The Riemann problem and high-resolution Godunov method for a model of compressible two-phase flow", J. Comp. Phys, 2006, 212, 490 526.
- S.A. Tokareva, E.F. Toro, "HLLC-type Riemann solver for the Baer-Nunziato equations of compressible two-phase flow", J. Comp. Phys, 2010, 229, 3573 – 3604.
- 5. С.К. Годунов, А.В. Забродин, М.Я. Иванов, А.Н. Крайко, Г.П. Прокопов, "Численное решение многомерных задач газовой динамики". М.: Наука, 1976.
- 6. R. Abgrall, R. Saurel. "Discrete equations for physical and numerical compressible multiphase mixtures", J. Comp. Phys, 2003, 186, 361 396.

Разработка модели переноса и поведения изотопов цезия в натриевом теплоносителе

Филиппов М.Ф., инженер ИБРАЭ РАН

Научные руководители: д.ф.-м.н. Семенов В.Н, к.ф.-м.н. Цаун С.В. Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 324-73-28, эл. почта: philippov@ibrae.ac.ru

1. Введение

Одной из проблем эксплуатации энергетических реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем является загрязнение радионуклидами технологических среду РУ. Одними из значимых с точки зрения радиационной безопасности радионуклидов являются изотопы цезия (¹³⁷Cs и ¹³⁴Cs). Корректное моделирование переноса и поведения данных радионуклидов в технологических средах РУ является одной из важных составляющих при обосновании радиационной безопасности как при нормальной эксплуатации, так и при различных аварийных ситуациях.

Цезий является щелочным металлом, хорошо растворимым в жидком натрии. Окислы и йодиды цезия, согласно термодинамическим расчетам, неустойчивы в натрии. Цезий может присутствовать как в самом натрии в виде металлической примеси, так и скапливаться в отложениях на стенках элементов первого контура РУ, а также выходить в газовую систему в виде паров[1].

2. Модель переноса и поведения изотопов цезия в натриевом теплоносителе

Процесс переноса и поведения изотопов цезия в технологических средах РУ БН описывается как совокупность совместно протекающих гидродинамических и физико-химических процессов, включающих конвективный и диффузионный перенос растворенной примеси, межфазный перенос, сорбционные реакции на поверхностях стенок конструкционных элементов контура.

Поведение цезия в системе "натрий-конструкционная сталь-примеси"

Многочисленные экспериментальные исследования поведения цезия в системе натрийконструкционная сталь-примеси ([2], [3], [4]), свидетельствуют о том, что основным механизмом осаждения цезия на стенки контура является физическая адсорбция.

Существует множество теорий, описывающих процесс физической адсорбции. В рамках данной работы выбор теоретической модели адсорбции осуществлялся на основе результатов анализа экспериментальных изотерм сорбции цезия на стали. Анализировались полученные в ходе петлевого эксперимента, описанного в работе [2], изотермы адсорбции цезия на стали X18H10T (представлены на рис. 1). Характерный профиль кривых сорбции цезия свидетельствует о преимущественно мономолекулярном характере физической адсорбции в рассматриваемых интервалах температуры натрия (375 - 550 °C) и концентрации цезия в теплоносителе (с учетом соотношения между суммарной массой изотопа ¹³⁷Cs и полной массой цезия в A3 РУ типа БH, полученного с помощью кода ГЕФЕСТ [5], при выходе 100 % наработанного в 1 ТВС ЗМО АЗ БН-600 цезия в теплоноситель первого контура концентрация не превысит значения 10^{-2} моль/м³), характерных для БН-600 и БН-1200. В связи с этим, для описания процесса адсорбции цезия сталью из раствора предполагается возможным использовать модель адсорбции Ленгмюра.



В рамках данного подхода процесс адсорбции описывается системой уравнений, включающей в себя: уравнением кинетики сорбционного процесса на стенке (из модели Ленгмюра)

$$\frac{dx}{dt} = k_{ads} \cdot C_S \cdot (1 - x) - k_{des} \cdot x , \qquad (1)$$

уравнениями для скоростей адсорбции и десорбции

$$k_{ads} = k_{ads}^0 \cdot \exp\left(-\frac{E_{act}}{R \cdot T}\right),\tag{2}$$

$$k_{des} = k_{des}^{0} \cdot \exp\left(-\frac{E_{act} + \Delta H}{R \cdot T}\right).$$
(3)

Где: C_S - концентрация цезия во взвешенном состоянии у стенки; $x = \frac{\rho_p}{\rho_{II}}$ - относительная концентрация занятых центров адсорбции, ρ_p - плотность занятых центров адсорбции, ρ_{II} - плотность центров адсорбции; k_{ads}^0, k_{des}^0 - константы, не зависящие от температуры теплоносителя; E_{act} - энергия активации; ΔH - теплота адсорбции; T - температура теплоносителя у стенки или у межфазной поверхности.

Поведение цезия в системе "натрий-газовая среда-примеси"

Межфазный перенос изотопов цезия описывается как совокупность процессов диффузионного переноса цезия из основного потока теплоносителя к межфазной поверхности, испарения и конденсации на поверхности раздела фаз. При этом результирующая скорость межфазного массобмена на поверхности раздела фаз определяется по соотношению [6]:

$$\omega = \alpha \cdot (P_S - P) \cdot a \cdot \sqrt{M / 2\pi RT} , \qquad (4)$$

где: α - коэффициент конденсации (для испарения из натрия в аргон можно принять равным 0.03 [7]); P_S - парциальное давления насыщенных паров цезия при данной температуре; P - парциальное давления паров цезия; a - относительная активность цезия в растворе; M - молярная масса цезия.

Конвективный перенос изотопов цезия жидкой и газообразной фазой теплоносителя в первом контуре рассматривается как перенос пассивной примеси и описывается уравнением
$$\frac{\partial C}{\partial t} + (\vec{u} \cdot \nabla)C = div(D \cdot grad(C)) + Q_V, \qquad (5)$$

с граничными условиями на стенках конструкционных элементов и межфазной поверхности

$$J = \beta \cdot (C - C_S), \tag{6}$$

$$J = \frac{D}{\delta} \cdot (C - C_S), \tag{7}$$

где: C - концентрация цезия во взвешенном состоянии в ядре потока; \vec{u} - скорость теплоносителя; D - коэффициент диффузии цезия в натрии; Q_V - источниковый член, описывающий интенсивность выхода цезия из под оболочки твэла в теплоноситель первого контура; β - коэффициент массоотдачи; δ - толщина диффузионного слоя в натрии у межфазной поверхности.

3. Определение значений параметров модели

Система уравнение (3) - (8) содержит ряд эмпирически определяемых параметров (параметры модели адсорбции Ленгмюра и коэффициент конденсации из модели испарения). Для определения значений параметров модели адсорбции был проведен анализ результатов петлевых экспериментов, описанных в работах [2] и [4]. В ходе эксперимента [4] была получена временная зависимость концентрации примеси во взвешенном состоянии. Данная зависимость имела вид:

$$C(t) = C_{\infty} + (C_0 - C_{\infty}) \exp(-k \cdot t), \qquad (8)$$

где C_{∞} - равновесное значение концентрации цезия в натрии, C_0 - начальное значение концентрации цезия в натрии, k - экспериментально определенный параметр.

Кроме того, предполагая, что количество концентрацию центров адсорбции можно считать одинаковой для рассматриваемых типов стали, количество центров адсорбции в эксперименте [4] возможно оценить по изотермам адсорбции из эксперимента [2]. Теплота адсорбции была определена из температурной зависимости коэффициента распределения цезия в эксперименте [4]. Полученные параметры представлены в таблице 1.

Параметр	Значение	Размерность
$ ho_{\mathcal{U}}$	$3 \cdot 10^{22}$	M ⁻²
k_{ads}^0	6.10-30	м ³ /с
k_{des}^0	0.015	c ⁻¹
E _{act}	4180	Дж/моль
ΔΗ	30000	Дж/моль

Таблица	1.	Папамет	nы	молели	con	бнии незия
таолица		mapanter	p DI	подели	τυp	ounn uconn

- 1. Радиационная безопасность АЭС с быстрым реактором и натриевым теплоносителем / Ю.В. Чечеткин, В.Д. Кизин, В.И. Поляков. М.: Энергоатомиздат, 1983. 128 с.
- Yu.G. Bobkov, I.A. Efimov, Yu.I. Zagoroul'ko and other "Radionuclides behaviour in sodium coolant", Fission and corrosion products behavior in primary circuits of LMFBR's, International working group on fast reactors, May 5-8 1987, Karlsruhe, FRG, pp. 41-60.
- 3. Mitsutsuka N., Shimojima H., Gohshi Y. and other Cold trapping of fission products in stainless steel sodium loop. Journal of Nuclear Science and Technology, 14:2, 135-146, 1977
- Sagawa N., Iba H., Yato Y. and other Transport and deposition of metals in sodium-stainless steel systems, (II) Radioisotope distribution in natural circulation loop. Journal of Nuclear Science and Technology, 10:9, 523-532, 1973
- 5. Аттестационный паспорт программного средства ГЕФЕСТ с системой подготовки констант CONSYST и библиотекой БНАБ-93. Регистрационный номер 307 от 9 октября 2012 года.
- 6. Кнаке О., Странский И.Н. Механизм испарения // УФН. 1959. -Т.68. № 2. -С. 261-305.
- Прикладная динамика термической плазмы / М.Ф. Жуков, А.С. Коротеев, Б.А. Урюков. -Новосибирск: Наука, 1975. - 297 с.

Механизмы снижения рисков в модели общества взаимного страхования

Хамитов Э.М., студент 5 курса МФТИ

Научный руководитель: д.э.н. проф. Тихомиров Н.П. Научный консультант: д.ф.-м.н. проф. Пономарев В.Н.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: eldar.hamitov@phystech.edu

1. Введение

В рамках работы по разработке модели деятельности общества взаимного страхования (OBC) неизбежно возникает задача оптимального использования доступных обществу средств [1]. В отличие от коммерческих страховых фондов, преследующих своей целью извлечение максимальной прибыли, целью деятельности фонда взаимного страхования должно быть максимально надежное покрытие рисков страхователей, иными словами, максимальная устойчивость фонда.

В качестве количественного критерия устойчивости естественно использовать вероятность неразорения фонда. Другим критерием может быть, например маржа платежеспособности фонда, представляющую собой разность собственных средств фонда и принятых обязательств [2].

Для уменьшения вероятности разорения (превышения убытками имеющихся средств) используются свободные средства фонда, представляющие собой разность между собранной за период страховой премией и произведенными страховыми выплатами. Уменьшить вероятность разорения можно увеличением объема собственных средств фонда (например инвестируя свободные средства в какие либо внешние активы), или уменьшив ожидаемый уровень убытков, недетерминированная часть которых представлена в первую очередь страховыми выплатами.

В данной работе рассматриваются два механизма, позволяющих уменьшить страховые выплаты: проведение превентивных мероприятий и перестрахование. Предлагается подход позволяющий оценить их влияние на устойчивость фонда и включить в задачу оптимального распределения свободных средств.

2. Превентивные мероприятия

Предупредительная функция страхования состоит в том, что за счет части средств страхового фонда финансируются мероприятия по уменьшению страхового риска. Например, за счет части средств, собранных при страховании от огня, финансируются противопожарные мероприятия, а также мероприятия, направленные на уменьшение возможного ущерба от пожара.

Пусть страховой портфель OBC включает в себя N договоров страхования. Вероятность наступления страхового случая по конкретному договору - p_i , $i = \overline{1, N}$, при этом объем ущерба определяется случайной величиной q_i , с конечными Eq_i, Dq_i . Таким образом, страховые выплаты OBC определяются совокупностью случайных величин $Q_i = \xi_i q_i$, где ξ_i равна единице с вероятностью p_i , и нулю с вероятностью $1 - p_i, i = \overline{1, N}$. Для начала будем полагать что величины Q_i -независимы.

Имеется M превентивных проектов, направленных на снижение вероятности наступления страховых случаев. Изменение вероятности наступления *i*-го страхового случая, при реализации -го превентивного мероприятия описывается элементом матрицы P_{ij} . Стоимость реализации проекта составляет a_i .

После проведения ряда превентивных мероприятий величины p_i изменятся как

$$p_i = p_i - \sum_j P_{ij} x_j,$$

где $x_j = 1$, в случае реализации -го проекта, нулю в обратном случае. При этом на реализацию комплекса проектов будет потрачено $\sum a_i x_i$.

Пусть средства выделенные на проведение превентивных мероприятий составляют *R*. Необходимо найти наиболее эффективный портфель проектов *x*, который может быть реализован в рамках

бюджетного ограничения. В такой постановке задача сводится к классической задаче выбора оптимально инвестиционного портфеля.

В качестве критерия «доходности» портфеля можно использовать меру прямого эффекта от превентивных действий – снижение уровня ожидаемого ущерба:

$$\Delta EQ_{\Sigma} = E \sum_{i} Q_{i} - E \sum_{i} Q_{i}^{`} = \sum_{i} (EQ_{i} - EQ_{i}^{`}) =$$
$$= \sum_{i} (p_{i}Eq_{i} - p_{i}^{`}Eq_{i}) = \sum_{i} Eq_{i}(\sum_{j} P_{ij}x_{j}) = \sum_{j} (\sum_{i} P_{ij}Eq_{i}) x_{j} = \sum_{j} b_{j}x_{j},$$

В качестве меры риска, сопутствующего реализации данного портфеля мероприятий, разумно взять величину, связанную с рисками OBC, например вероятность разорения фонда $P(\sum Q_i \ge W)$. Эту вероятность можно оценить сверху при помощи неравенства Чебышева:

$$P(\sum Q_i \ge W) = P(\sum Q_i - \sum EQ_i \ge W - \sum EQ_i) \le \frac{\sum_i DQ_i}{(W - \sum_i EQ_i)^2}$$

В предположении, что изменение вероятности события *P*_{*ij*} вследствие превентивного мероприятия мало, по сравнению с самой вероятностью события *p*_{*i*} выделим линейную по портфелю часть изменения вероятности разорения при проведении превентивного мероприятия:

$$\Delta P(Q_{\Sigma} \ge W) \approx \sum_{j} \frac{1}{(W - \sum_{i} p_{i} Eq_{i})^{2}} (2 \sum_{i} p_{i} P_{ij} E^{2} q_{i} - \sum_{i} P_{ij} Eq_{i}^{2} - 2 \frac{\sum_{i} (p_{i} Eq_{i}^{2} - p_{i}^{2} E^{2} q_{i})}{W - \sum_{i} p_{i} Eq_{i}} \sum_{i} P_{ij} Eq_{i}) \cdot x_{j} = \sum_{j} c_{j} x_{j}.$$

Тогда, мы получим следующую оптимизационную задачу: в рамках бюджетного ограничения R найти Парето – эффективное множество векторов \bar{x} , реализующих максимальное уменьшение ожидаемого ущерба EQ_{Σ} и максимально уменьшающих вероятность разорения $P(Q_{\Sigma} \ge W)$:

$$\begin{cases} \sum_{j} a_{j} x_{j} \leq R \\ \Delta E Q_{\Sigma} = \sum_{j} b_{j} x_{j} \Longrightarrow \max_{\overline{x}} \\ \Delta P (Q_{\Sigma} \geq W) \approx \sum_{j} c_{j} x_{j} \Longrightarrow \max_{\overline{x}} \end{cases}$$

В силу дискретности возможных значений \bar{x} , задача относится к области дискретной оптимизации и входит в класс NP-сложных задач, а именно она представляет собой двухкритериальную одномерную задачу о ранце, вида рюкзак 0-1.

Для её решения в модели используется алгоритм динамического программирования, подробно изложенный в [3]. Суть метода заключается в разбиении задачи на последовательность подзадач, поиска множества Парето – эффективных оценок критериев E(r,m) для бюджетного ограничения r, на множестве из m проектов. Эмпирически решая задачу для $r = a_1$, m = 1, при помощи индукционного алгоритма находится интересующее множество эффективных оценок E(R,M), по которому восстанавливается множество решений $\{\bar{x}^*\}$.

На рис. 1 представлен пример моделирования, показана зависимость значений эффективности превентивных мероприятий (изменение ожидаемого ущерба и вероятности разорения) от объема средств, выделенных на их проведение.

3. Перестрахование

OBC, принимая на страхование риски, определённую часть ответственности и премии по ним оставляет на собственном удержании, а оставшуюся часть может передать на согласованных условиях другим страховщикам (перестраховщикам) с целью создания по возможности сбалансированного страхового портфеля, обеспечения финансовой устойчивости и рентабельности страховых операций. Перестрахование позволяет OBC принимать риски клиентов, которые были бы слишком велики для одного страховщика.

Рассмотрим наиболее распространенные в мировой практике формы перестрахования: квотное (перестраховщик берет на себя фиксированную долю выплат), перестрахование по методу эксцедента сумм (то же самое, но только для договоров со страховой суммой ϑ_i большей некоторого ϑ_0), эксцедента убытка (перестраховывается попадание убытка по конкретному риску в интервал $[a_i, h_i]$) и эксцедента убыточности (тоже что и предыдущее, но применительно к совокупным рискам OBC) [5].

При заключении договора перестрахования риск Q_i делится на первичный $\overline{Q_i}$, остающийся на удержании OBC, и вторичный $\overline{\overline{Q_i}}$, ответственность по которому несет перестраховщик.

Тип	Форма	Первичный риск	Вторичный риск		
Пропорци ональное	Квотное	$ar{Q}_i = c_i Q_i \ c_i = const$	$\overline{\overline{Q_i}} = (1 - c_i)Q_i$ $c_i = const$		
	Эксцедент сумм	$\overline{Q}_{i} = c_{i}Q_{i}$ $c_{i} = \min(\frac{\vartheta_{0}}{\vartheta_{i}}; 1)$	$\overline{\overline{Q_i}} = (1 - c_i)Q_i$ $c_i = \min(\frac{\vartheta_0}{\vartheta_i}; 1)$		
Непропор циональн ое	Эксцедент убытка (Excess of loss)	$\overline{Q}_{i} = \begin{cases} Q_{i} & , & Q_{i} < a_{i} \\ a_{i} & , & a_{i} < Q_{i} < h_{i} \\ Q_{i} - (h_{i} - a_{i}) & , & Q_{i} > h_{i} \end{cases}$	$\overline{\overline{Q_i}} = \begin{cases} 0 & , & Q_i < a_i \\ Q_i - a_i & , & a_i < Q_i < h_i \\ (h_i - a_i) & , & Q_i > h_i \end{cases}$		
	Эксцедент убыточности (Stop loss)	$\overline{Q_{\Sigma}} = \begin{cases} Q_{\Sigma} & , & Q_{\Sigma} < A \\ A & , & A < Q_{\Sigma} < H \\ Q_{\Sigma} - (H - A) & , & Q_{\Sigma} > H \end{cases}$	$\overline{Q_{\Sigma}} = \begin{cases} 0 & , & Q_{\Sigma} < A \\ Q_{\Sigma} - A & , & A < Q_{\Sigma} < H \\ (H - A) & , & Q_{\Sigma} > H \end{cases}$		

Соответственно от распределения ρ_{Q_i} необходимо перейти к рассмотрению распределений $\rho_{\overline{Q_i}}$ и $\rho_{\overline{\overline{Q_i}}}$ и их моментов. Для пропорциональных видов перестрахования эта задача тривиальна, для эксцедента убытка решается аналитически, для эксцедента убыточности – численно.

Ставится задача поиска оптимальной формы и глубины перестрахования при заданном объеме выделенных на оплату тарифа перестраховщика средств *R*.

Для каждой из форм перестрахования задачу поиска оптимальных параметров можно поставить следующим образом:

$$\begin{cases} \overline{T}(\sigma) \leq R\\ E \overline{Q_{\Sigma}}(\sigma) \to max \\ P(\overline{Q_{\Sigma}}(\sigma) > W) \to min \end{cases}$$

где $E\overline{Q_{\Sigma}}$ – ожидаемый убыток, переданный перестраховщику, \overline{T} - оплата услуг перестрахования, σ – набор параметров для данной формы перестрахования.

Для оценки вероятности превышения собственными выплатами страховых резервов за вычетом отчислений на перестрахование можно воспользоваться тем же приемом, что и в предыдущем разделе:

$$P(\overline{Q_{\Sigma}}(\sigma) > W) \sim \frac{D\overline{Q_{\Sigma}}(\sigma)}{(W - E\overline{Q_{\Sigma}}(\sigma))^{2}}$$

Если тариф перестрахования рассчитывается стандартным способом,

$$\overline{\overline{T}} = E\overline{\overline{Q_{\Sigma}}} + \alpha \sqrt{D\overline{Q_{\Sigma}}},$$

где *а* – рисковая надбавка перестраховщика, то задача ставится как:

$$\begin{cases} E\overline{Q_{\Sigma}}(\sigma) + \alpha \sqrt{D\overline{Q_{\Sigma}}(\sigma)} \le R\\ E\overline{Q_{\Sigma}}(\sigma) \to max\\ D\overline{Q_{\Sigma}}(\sigma)\\ (W - E\overline{Q_{\Sigma}}(\sigma))^2 \to min \end{cases}$$

В роли набора параметров σ для различных форм перестрахования выступают c_i , ϑ_0 , a, h, A, H.

Решая эту систему для всех $R \leq W$, мы для каждой формы перестрахования получаем функции $E\overline{Q_{\Sigma}}(R), \Delta P_j(R)$ и $\sigma_j(R)$, представляющие собой зависимости эффективности перестрахования и оптимальных параметров от выделенных на него средств.

Объединяя все четыре способа, введем функцию $\Delta P(R) = \max(\Delta P_j(R))$. Её и предполагается использовать при общей оптимизации работы фонда.



4. Заключение

Рассмотрев аналогичным способом остальные механизмы влияния на устойчивость фонда, можно поставить задачу оптимального использования доступных средств:

$$\begin{cases} \sum_{i \in W} R_i \leq W \\ \sum_{i \in W} \Delta P_i(R_i) \to max \\ \Delta H - \Delta(EW + S) = \Delta H - \Delta S + \sum_{i \in Q_i} \Delta EQ_i(R_i) \to max \end{cases}$$

где R_i – вложения в *i*-ый механизм, ΔP_i - соответствующее им уменьшение вероятности разорения, ΔH изменения собственных средств фонда (инвестиционная прибыль), S – кредиторская задолженность, Wстраховые резервы, $\Delta E Q_i$ - убыток, предотвращенный *i*-ым механизмом.

- 1. Э.М. Хамитов, "Моделирование деятельности фонда взаимного страхования", ИБРАЭ РАН, 2013
- 2. Г.Н. Рыжкова, "Применение графических методов моделирования сложных систем".
- 3. Д.И. Коган, "Задачи и методы конечномерной оптимизации", Нижний Новгород: Изд-во Нижегородского ун-та, 2004.
- 4. А.Н. Бирюков, "Экономико-математическая модель управления рисками с применением имитационного моделирования", УЭкС 3/10.
- 5. Томас Мак, "Математика рискового страхования", Москва, 2005
- 6. Ю.Д. Григорьев, Ле Динь Шон, "О минимизации вероятности разорения при эксцедентном перестраховании", Автоматика и телемеханика, № 6, 2007.

Государственно-частное партнерство в науке

Худякова А.А., студент 4 курса МФТИ

Научные руководители: д.ф-м.н.,проф. Пономарев В.Н., д.э.н.,проф. Тихомиров Н.П.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел. (968)391-65-03 a-khudyakova@bk.ru

Введение

Государственно-частное партнёрство (ГЧП) — совокупность форм средне- и долгосрочного взаимодействия государства и бизнеса для решения общественно значимых задач на взаимовыгодных условиях. ГЧП широко используется и насчитывает многолетний опыт в зарубежных странах, например в Германии, Франции, Канаде, Великобритании (которая имеет наиболее показательный опыт ГЧП). В России такая форма взаимодействия государства с частным сектором стала актуальна только в последнее десятилетие.

ГЧП может быть применено во многих общественных сферах, но опыт разных стран показывает, что экономическая инфраструктура (например, транспорт) обычно является более очевидным кандидатом для ГЧП, чем социальная инфраструктура (например, здравоохранение и образование). Основной причиной этого являются высокие нормы прибыли экономических проектов, направленных на ликвидацию явных узких мест в инфраструктуре, такой как автомобильные и железные дороги, порты и энергетика, которые будут привлекательны для частного сектора [1]. Достаточно активно ГЧП применяется в научно-технической сфере.

Например, в настоящее время ведется строительство Балтийской АЭС в Неманском районе Калининградской области. Это первый проект сооружения атомной станции на территории России, к которому допущен частный инвестор. Первый блок планируется построить к 2016 году, второй – к 2018 [2].

Цель

Показать преимущество между проектами, реализуемыми в структурах ГЧП, и проектами, обеспечиваемыми традиционным способом.

Методы и подходы

Составляющие процесса, которые необходимы, чтобы создать (модернизировать, реконструировать) объект инфраструктуры: цель -бюджет - здания и сооружения – оборудование – бизнес-процесс – персонал – контроль. Частный сектор может взять на себя: здания и сооружения – оборудование – бизнес-процесс – персонал [3]. Таким образом ГЧП позволят государству и частной стороне лучше понимать друг друга и работать более продуктивно.

Различие между ГЧП и проектами, обеспечиваемыми традиционным способом, заключается в том, что ГЧП позволяют органам государственного управления делить с частным сектором значительно больше рисков.

Согласно основному принципу распределения рисков, каждый риск должна нести сторона, способная наиболее эффективно управлять им. Поэтому риски, связанные со строительством и эксплуатацией, обычно должен нести частный сектор, тогда как государство должно нести риски, которые оно в состоянии контролировать и наиболее очевидными из которых являются политические риски и риски нормативно-правового регулирования.

Теория и оценка

Ниже приведено сравнение вероятностей разорения ГЧП проекта и обыкновенного проекта:

1 = 0.1..10 Рассмотрим временной период в 10 лет создания проекта ГЧП

F := 1 Собственные средства

Q = rexp(11,3) Генерация размеров ущербов за 10 лет

$$S_{\rm A} = 0.1$$
 Ежегодный процент роста средств
 $SP_{\rm t} = (F - Q_{\rm t}) \cdot (1 + \varepsilon)$ (1) Изменение собств средств без ГЧП - обычный проект

$$P(t) := \frac{Q_t}{SP_t}$$
$$\lambda := 0.5$$

(2) Вероятность разорения

Отношение, в котором гос-во и частная сторона разделили обязанности, покрытия ущербов

Изменение собств. средств ГЧП

Вероятность разорения в этом случае

$$PP_{t} := (F - Q_{t} \cdot \lambda) \cdot (1 + \varepsilon) \qquad (3)$$

$$\mathbf{R}(\mathbf{t}) \coloneqq \frac{\mathbf{Q}_{\mathbf{t}}}{\mathbf{p}\mathbf{p}_{\mathbf{t}}}$$

F(t) = 1



(4)

P(t) - вероятность разорения проекта, обеспечиваемого традиционным способом;

R(t) - вероятность разорения проекта, реализуемого в структурах ГЧП.



Вывод

Из рис.1 видно, что вероятность разорения проектов ГЧП меньше, чем «обычных» проектов. Таким образом, ГЧП обеспечивает наиболее устойчивое управление проектами и их развитие.

- 1. «Государственные инвестиции и государственно-частные партнерства» Бернарден Акитоби, Ричард Хемминг и Герд Шварц;
- 2. www.rosatom.ru/aboutcorporation/activity/energy_complex/designandbuilding/bild_npp/
- 3. www.pppinrussia.ru

Зарубежный опыт проведения диалога с общественностью при создании пунктов геологического захоронения РАО

Цебаковская Н.С., инженер ИБРАЭ РАН

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: ceb@ibrae.ac.ru

Проблема окончательной изоляции радиоактивных отходов является чрезвычайно актуальной для большинства стран с атомной энергетикой. Во многих странах основным методом безопасного захоронения ВАО и ОЯТ признано их размещение в пунктах геологического захоронения. Данная проблема актуальна и для России: в соответствии с инвестиционной программой Госкорпорации "Росатом" до 2035 года определены 30 перспективных площадок в 18 субъектах Федерации для строительства ПЗ. На данный момент предварительные общественные слушания проходят по двум площадкам: в Сосновом Бору (Ленинградская область – ПЗРО НАО и САО) и в Железногорске (Красноярский край) [1]. В этой связи особый интерес представляет зарубежный опыт решения вопросов, возникающих в процессе создания ПЗ, в частности, связанных с общественной настороженностью в отношении таких проектов. Несмотря на различие в подходах, для разных стран можно выделить несколько общих черт, присущих этому процессу в целом [2].

Прежде всего, программы создания ПЗ тесно привязаны к политической ситуации в конкретной стране, а успех реализации проекта зачастую зависит от того, насколько активно идею создания ПЗ лоббируют отдельные представители власти. Так, в США заслуга в успешной реализации проекта создания опытного завода по изоляции трансурановых отходов (WIPP) во многом принадлежит бывшему мэру города Карлсбад Бобу Форресту. После того как в 1925 году в Карлсбаде было открыто месторождение поташа, добыча этого минерала долгое время оставалась основной статьей дохода местного бюджета. Однако в 70-е годы сокращение рынка поташа побудило местные власти выступить с инициативой размещения опытной установки по изоляции РАО вблизи города. Причем проект был реализован в рекордно быстрые сроки: с момента одобрения Конгрессом до захоронения первой партии отходов прошло всего 20 лет. Благодаря активному продвижению проекта строительства мэром местные жители поддержали идею возведения установки, а ведь именно недовольство местного населения зачастую становится серьезным препятствием на пути реализации проектов ПЗ [3]. Как показывает зарубежный опыт, во многих странах население часто настроено против строительства могильников и не верит в то, что захоронение является безопасным способом обращения с РАО, о чем свидетельствуют результаты опроса, проведенного в 2010 году (рис. 1) [4]. Причем общины, проживающие в непосредственной близости от площадки, как правило, демонстрируют куда более глубокое понимание как технических вопросов, связанных с захоронением РАО, так и того, какую выгоду принесет им реализация проекта захоронения (рис. 2) [5].



Рис. 1. Результаты опроса (март 2010): «Согласны ли вы с утверждением о том, что захоронение РАО может быть безопасным».

В регионах России перспектива размещения ПЗ также встречается с настороженностью со стороны общественности. В конце декабря 2013 года прошли публичные слушания по вопросу строительства ПЗРО в Сосновом Бору, результаты которых на данный момент проходят государственную экспертизу. Хотя официально слушания были признаны состоявшимися, конфликт между местной властью и активистами движения против строительства могильника продолжает набирать силу: в середине января 2014 года инициативная группа жителей Соснового Бора объявила о намерении опротестовать их результаты. Активисты заявляют, что принимать решение о строительстве могильника можно только после проведения новой независимой экспертизы и народного референдума. В Железногорске ситуация с общественными слушаниями обстоит немного лучше, хотя и их результаты были встречены волной негодования экологических активистов, сомневающихся в эффективности слушаний, участие в которых смогли принять лишь жители закрытого города. [6]. В ответ на такие критические замечания было принято решение о проведение нового этапа слушаний – на этот раз в Красноярске.

В этом смысле ситуацию, сложившуюся в России, нельзя считать исключительной: с оппозицией на местном и региональном уровнях пришлось столкнуться таким странам как Франция, Япония, Швеция, Швейцария, а в США можно говорить и о политической оппозиции на федеральном уровне (Yucca Mountain). Поэтому для того, чтобы как-то сдвинуть процесс с мертвой точки, нередко приходилось модифицировать саму процедуру выбора площадки. Так, в Швейцарии региональные власти больше не обладают правом принимать решения по вопросам строительства могильника.

Все же в этом смысле Швейцария стала исключением, так как во всех остальных странах органы местного самоуправления регионов-кандидатов играют ключевую роль в принятии решений по проектам захоронения. На местном уровне решения, как правило, принимают избранные представители населенных пунктов, расположенных вблизи площадки-кандидата. В ряде стран, например, в Финляндии, Японии и Швеции, муниципалитеты могут наложить вето на решение о строительстве ПЗ.



Рис. 2. Отношение жителей Швеции к строительству ПЗ

Что касается окончательного решения по вопросу строительства могильника, то в Канаде такое решение принимает непосредственно сам регулятор (Комиссия по ядерной безопасности Канады, CNSC), во Франции и Швеции проект ПЗ должен получить одобрение Парламента, а во всех остальных странах окончательное решение принимает правительство. За разработку проекта ПЗ и все этапы реализации проекта, в том числе выявление потенциально пригодных для захоронения площадок и оценку целесообразности размещения ПЗ в регионе, ответственность несут национальные организации по обращению с отходами (во Франции – ANDRA, в Японии – NUMO, в Швеции – SKB); а последовательность этапов процесса выбора площадки зависит как от особенностей геологии, так и от политической ситуации в конкретной стране. В целом можно выделить 5 стратегий по выбору площадок для размещения ПЗ (рис.3) [7]:

1. Великобритания и Япония. В первую очередь ведут поиск населенных пунктов, жители которых добровольно согласятся на проведение предварительных геологических исследований, по результатам которых выявляют пригодные площадки, а затем муниципалитеты принимают решение о выдаче разрешения на проведение детальных исследований (местные жители обладают правом вето).

2. Канада и Швеция. Сначала в разных регионах страны были проведены геологоразведочные работы, результаты которых показали, что большая часть территории страны подходит для размещения ПГЗ; затем в регионах с подходящей геологией производился поиск добровольцев (местные жители обладают правом вето). После того, как добровольцы выявлены, на площадках-кандидатах проводят детальные геологические исследования.

3. США (WIPP) и Франция. В первую очередь были проведены исследования по выявлению типов вмещающих пород, пригодных для размещения ПЗ (в США наиболее предпочтительным вариантом было признано захоронение в соляных формациях, второй по предпочтительности вариант – глинистые сланцы; во Франции – аргиллиты). Затем в регионах с подходящей геологией ищут добровольцев (местные жители правом вето не обладают).

4. Финляндия. Сначала формируют список потенциальных площадок, затем с местными жителями регионов-кандидатов проводят консультации, в ходе которых и выявляют добровольцев для проведения более детальных исследований (местные жители правом вето обладают).

5. Швейцария. Сначала выявляют потенциальные площадки (критерии для выбора – подходящие геологические характеристики и возможность обеспечения безопасности). Затем с общинами проводят консультации (местные органы власти не обладают ни правом вето, ни правом принятия решений), после чего принимается окончательное решение о месте размещения ПЗ.



Рис.3. Стратегии выбора площадок для ПЗ

Следует отметить, что наибольшего прогресса в выборе площадки для ПЗ добилась Финляндия. Все же, успех этой страны можно считать уникальным, ведь Великобритания и Франция, раньше руководствовавшиеся схожей стратегией, столкнулись с серьезной оппозицией со стороны местных жителей, из-за чего им пришлось кардинальным образом пересмотреть всю процедуру выбора площадок, сделав основной упор на добровольном участии местных общин.

действенным способом, позволяющим несколько сгладить общественную Еше олним напряженность, является предоставление местным общинам пакетов льгот. Причем в разных странах практикуются совершенно разные подходы к формированию таких пакетов. Во Франции и Швейцарии за их формирование и утверждение отвечает правительство, в то время как в Канаде и Швеции этим занимаются непосредственно национальные агентства по обращению с РАО. Во многих странах такой пакет включает предоставление финансового обеспечения еще на стадии проведения исследований. Так, во Франции каждому муниципалитету, где проводились исследования, ежегодно перечислялось около 380 млн. рублей, а в Японии планируется перечислять по 400 млн. рублей в год. Между тем, в Финляндии и США финансовое обеспечение на этапе выбора площадки вообще не предусмотрено, зато на этапе эксплуатации WIPP в городскую казну Карлсбада перечислялось до 700 млн. рублей в год. Самой щедрой в этом смысле можно считать Японию, программа захоронения которой предусматривает ежегодное финансовое обеспечение в размере 1170 млн. рублей. В Финляндии, как это ни странно с учетом успехов в диалоге с местными жителями, размер планируемого финансового обеспечения на этапе эксплуатации, совсем не велик – всего 1.5 млн. рублей в год. В Швеции местные общины за

эксплуатацию установок всего получат около 1231 млн. рублей: 75% от этой суммы будет присуждено муниципалитету Оскарсхамн (где будет построен завод по инкапсуляции), и 25% - муниципалитету Эстхаммар (где будет построен ПГЗ). Причем до начала эксплуатации установки, израсходовано может быть не более 20% от этой суммы. Часть средств из фонда уже вложена в проекты, проводимые под эгидой специально разработанной программы «Добавленная стоимость». Так, были выделены средства на создание центра освоения бизнеса, ремонт муниципальных дорог, продвижение местных товаров и услуг на рынке, а также предоставление гарантированных банковских займов новым предприятиям, чьи офисы открываются в этих муниципалитетах.

Конечно, финансовое обеспечение нельзя считать основным видом выгод, получаемых местными общинами. Куда более ощутимый эффект местной экономике способно принести:

• создание новых рабочих мест (причем речь идет не только о рабочих местах на самом ПЗ, но и о тех, что будут созданы благодаря переезду головных офисов операторов (Япония, Финляндия));

• преференции, оказываемые по части рынка сбыта местным предприятиям;

• развитие местной инфраструктуры. В Карлсбаде благодаря функционированию *WIPP* стало возможным создание целого ряда научных учреждений: центра исследований и мониторинга окружающей среды; учебного центра передовых производств и инноваций; центра повышения квалификации в области обращения с опасными отходами. В Финляндии компания Посива предоставила муниципалитету Эурайоки¹ ссуду под строительство нового медицинского центра для пожилых, который до этого располагался в старинном особняке. Компания также частично компенсировала затраты на реставрацию особняка (остальные средства были предоставлены муниципалитетом и ЕС). В некоторых помещениях этого здания теперь располагаются офисы Посивы, а остальные - используются для нужд местного населения. Посива арендовала особняк сроком на 40 лет, и в течение первых 20 лет намеревается полностью погасить аренду, за счет чего муниципалитет и выплатит кредит, выданный Посива [8].

Все же, из всех рассмотренных стран пакет льгот, предусмотренный для местных общин в Финляндии, является наиболее скромным. Несмотря на это, именно этой стране удалось дальше всего продвинуться в реализации проекта ПЗ. При этом немаловажную роль в успехе проекта сыграло отсутствие противодействия со стороны местных жителей. Таким образом, можно констатировать, что прямой причинно-следственной связи между объемом вложенных денежных средств, планируемых преференций и успехом проекта нет. Как нет и единого подхода, который бы такой успех гарантировал. Очевидно, что в любом случае при выборе площадки во главу угла должен ставиться принцип добровольного участия муниципалитетов (местных общин), а сам характер взаимодействия с местными общинами должен определяться как политической конъюнктурой в стране и нуждами этих общин, так и сложившейся в стране системой принятия решений.

- 1. "Сосновый Бор может стать российским могильником радиоактивных отходов", ИТАРТАСС, 2013, http://itar-tass.com/spb-news/863034
- 2. Elizabeth Demestiha, "A look into global nuclear repository programs: leading international strategies of the disposal of used fuel in geologic repositories", Nuclear Energy Insider, 2011.
- 3. History of the Waste Isolation Pilot Plant, http://www.cardnm.org/backtopright_a.html
- 4. Europeans and Nuclear Safety, Special Eurobarometer 324, European Commission Directorate-General for Energy and Transport (DG-TREN), March 2010.
- 5. Harold Feiveson, Zia Mian, M.V. Ramana and Frank von Hippel, "Managing Spent Fuel from Nuclear Power Reactors: Experience and Lessons from Around the World", International Panel on Fissile Materials (IPFM), September 2011.
- 6. "Мнение общественности при обращении с РАО является определяющим", Юрий Поляков, 2013, http://www.atomic-energy.ru/statements/2013/11/07/44877
- 7. "Geological disposal: overview of international siting processes", Nuclear Decommissioning Authority, UK, September 2013.
- 8. "Implementing Geological Disposal of Radioactive Waste Technology Platform", Vision Report, Luxembourg: Publications Office of the European Union, 2009.

¹ город, вблизи которого будет построен ПГЗ

Определение загрязнения почвы Cs-137 на территории Брянской области с использованием различных методов измерений и обработки экспериментальных данных

Шведов А.М., Долгов В.Н., Пименов А.Е., Ткаченко С.А., Гаврилов С.Л., Богатов С.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

1. Введение

В задачах разведки радиационной может возникнуть необходимость определения таких параметров радиоактивных загрязнений, как, например, плотность загрязнения почвы радионуклидами. В ИБРАЭ РАН на протяжении нескольких лет велась разработка аэрогамма спектрометрического комплекса на базе беспилотного летательного аппарата md4-1000 (АГСК на БПЛА) [1], кроме того, в рамках работ по «гибридному мониторингу» освоено оборудование и соответствующие методики для проведения полевых гамма-спектрометрических измерений с использованием полупроводникового детектора. При интерпретации данных измерений, полученных методами аэрогамма съемки и полевой спектрометрии, с целью определения активностей радионуклидов в почве применяются различные расчетные модели, в том числе и разработанные в ИБРАЭ РАН, для достоверного использования которых требуется сравнение с экспериментом хотя бы для ряда конфигураций и входных условий.

Летом 2013 года ИБРАЭ РАН была осуществлена экспедиция в Брянскую область на территории, подвергшиеся радиоактивному загрязнению Cs-137 в результате аварии на Чернобыльской АЭС. На выбранной площадке были проведены измерения с помощью полевой гамма-спектрометрии, выполнена аэрогамма съемка местности, а также с целью получения дополнительного материала для сравнения осуществлен поверхностный отбор проб почвы. Так как одним из факторов неопределенности в моделях для обработки измерений является распределение активности по глубине, производился отбор кернов, которые после резки на достаточно тонкие слои измерялись послойно в лабораторных условиях.

В работе дано описание проведенных экспериментальных исследований, моделей, использовавшихся для их обработки, приведены результаты определения активности Cs-137 в почве различными методами.

2. Получение экспериментальных данных

Выбор местности для экспериментальных исследований осуществлялся из следующих соображений: большая протяженность площадки с отсутствием высоких деревьев, относительно ровная поверхность с отсутствием оврагов и горок, максимальная мощность дозы на поверхности земли по сравнению с соседними районами. В результате был выбран участок поля с мощностью дозы около 0.5 мкЗв/ч на высоте 1 м от поверхности земли в районе г. Красная гора, в окрестностях поселка Барсуки, недалеко от поселка Заборье (см. рис. 1).

Для определения плотности загрязнения почвы Cs-137 методом полевой спектрометрии использовался полупроводниковый гамма-спектрометр Canberra Series 10. В ходе измерений спектрометр размещался на треноге над выбранным участком земли, регистрация спектров гамма-излучения проводилась с временем экспозиции 1000 с. Были выполнены измерения в двух точках на выбранной площадке, полученные спектры показаны на рис. 2. На спектрах можно видеть пики, соответствующие гамма-линии 662 кэВ Cs-137.

Для поверхностного пробоотбора были использованы пробоотборные кольца с вмещаемым объемом почвы ~900 см³. Измерения проб проводились в лабораторных условиях спектрометром Canberra Series 10 в защите из свинца для минимизации влияния фонового излучения.

Пробы почвы, отобранные с помощью керноотборника, разрезались на слои толщиной 1 см, после чего каждый цилиндрический срез грунта запаковывался в полиэтиленовый пакет и измерялся на полупроводниковом гамма-спектрометре.

Измерения, проведенные с помощью АГСК на БПЛА, включали облеты площадки на высотах 25, 50 и 75 м. Радиационные измерения проводились навесным оборудованием, входящем в состав АГСК, с сцинтилляционным детектором на основе NaI размером Ø31x31.



Рис. 1. Местоположение площадки для проведения экспериментальных исследований

Рис. 2. Спектры, набранные полевым гаммаспектрометром за время экспозиции 1000 с

3. Обработка данных полевой спектрометрии и пробоотбора

Модель, использовавшаяся для интерпретации данных полевой спектрометрии и поверхностного отбора почвы, представлена на рис. 3. Она включает в себя цилиндрический самопоглощающий источник толщиной d с равномерным распределением активности по объему, а также поглощающий слой толщиной s над источником. Поток от источника рассчитывается в точке O, находящейся на его оси на расстоянии H от поглощающего слоя. Пространство выше поглощающего слоя заполнено воздухом.

Определение объемной активности A_v загрязнения почвы Cs-137 основывалось на следующем выражении:

$$C = A_{v} \cdot I_{0} \cdot \mathcal{E}_{\mu \rho p M} \cdot K_{a \mu u 3}$$
⁽¹⁾

где С – скорость счета в пике полного поглощения, соответствующем гамма-линии Cs-137 662 кэВ; I_0 – поток нерассеянного излучения в точке расположения детектора от источника с единичной объемной активностью в предположении равномерного распределения активности; $\varepsilon_{\text{норм}}$ – эффективность детектора, равная отношению регистрируемой скорости счета в пике полного поглощения от излучения, падающего нормально к поверхности детектора, к величине падающего потока; $K_{\text{аниз}}$ – поправка, учитывающая анизотропию эффективности детектора.

Значение потока I₀ в точке О определялось путем численного интегрирования выражения для потока от точечного изотропного источника по объему источника.

Для определения поправки на анизотропию эффективности детектора была проведена серия измерений скорости счета в пиках полного поглощения с точечными источниками на основе радионуклидов ²³²Th и ¹⁵²Eu из набора ОСГИ. Источники располагались на одинаковых расстояниях от эффективного центра детектора под различным углом θ к оси детектора. Измерения проводились с шагом по углу θ равным 15⁰, при этом был охвачен весь необходимый угловой диапазон: 0-90⁰. В результате измерений определялись отношения эффективностей регистрации излучения ε_i при расположении источника под заданным углом к оси, к эффективности $\varepsilon_1 \equiv \varepsilon_{норм}$, полученной при расположении источника на оси детектора ($\theta = 0^0$).

В результате поправка на анизотропию определялась следующим образом [2]:

$$K_{ahu3} = \sum_{i=1}^{7} \frac{\varepsilon_i}{\varepsilon_{\text{hopm}}} \cdot \frac{I_i}{I_0}$$
(2),

где I_i – значение потока от i-го кольца источника, соответствующего эффективности є_i (исходный источник был разбит на 7 колец, границы которых определялись исходя из равномерного разбиения

углового диапазона). Используя выражение (2), было получено значение K_{аниз} = 0,9, при этом, параметры исходного источника брались следующими: R = 300 м, d = 30 см, s = 0, H = 1 м (см. рис. 3).

Измерения, выполненные методом полевой гамма-спектрометрии, обрабатывались в двух приближениях: бесконечное объемное загрязнение с равномерным распределением активности и с учетом реального профиля изменения активности с глубиной, полученного по результатам измерений отобранных кернов.





Рис. 3. Модель, использовавшаяся для интерпретации данных полевой спектрометрии и пробоотбора

Рис. 4. Профиль изменения активности с глубиной, полученный по результатам измерения кернов

В первом случае использовалась модель с параметрами R = 300 м, d = 30 см, s = 0, H = 1 м.

Во втором случае учитывался профиль заглубления активности (рис. 4), полученный усреднением по двум отобранным кернам (перед измерениями оба керна были разрезаны на 22 слоя толщиной 1 см каждый). Источник представлялся в виде суперпозиции 22-х цилиндрических источников толщиной $l_i = 1$ см с равномерным распределением активности, каждому их которых соответствовали параметры

модели R = 300 см, d = l_i, $s = \sum_{k=1}^{i-1} l_k$ (для i = 1 s = 0), H = 1 м, материал источника и поглощающих слоев –

почва. В результате определялась величина объемной активности A_{v проф} с учетом профиля заглубления:

$$A_{\nu \, \text{проф}} = \sum_{i=1}^{22} A_{\nu,i} \cdot \frac{l_i}{\sum_{i=1}^{22} l_i}$$
(3),

где A_{v,i} – объемная активность і-го слоя.

Плотность почвы в обоих случаях бралась равной 1,6 г/см³, учитывалась поправка на анизотропию.

Результаты определения активностей Cs-137 по 2-м набранным спектрам представлены в табл. 1. Статистическая погрешность скорости счета не превышает 1%.

Таблица 1. Активности ¹³⁷Сs в почве, полученные по результатам полевой гамма-спектрометрии

	Скорость счета, имп./с	A_v , Бк/см ³	A _s , Ки/км ²	$A_{v \text{ проф}}$, Бк/см ³
Спектр 1	40,42	5,73	46,40	7,50
Спектр 2	32,30	4,58	37,10	6,00

Таблица 2. Объемные активности	Cs-137 в почве, полученные по данным пр	юбоотбор
--------------------------------	---	----------

№ пробы	1	2	3	4	5	6	7	8	9
A _v , Бк/см ³	5,11	3,04	4,42	2,24	4,34	3,97	2,48	3,96	3,40

Поверхностные пробы почвы, отобранные с помощью пробоотборных колец, измерялись в упакованном виде гамма-спектрометром Canberra Series 10, расстояние от крышки кольца до детектора составляло 20 см. Всего было измерено 9 проб с исследуемой площадки. С целью определения плотности почвы в пробах проводилось взвешивание. Для получения значений объемных активностей Cs-137 в пробах принималось приближение равномерного распределения активности, использовались

соответствующие геометрии измерений и конструкции колец параметры модели R = 6,9 см; d = 6 см; H = 20 см, крышка кольца моделировалась верхним поглощающим слоем железа толщиной s = 1,5 мм. Анизотропия эффективности регистрации детектора не учитывалась, бралось значение эффективности, равное $\varepsilon_{\text{норм}}$. Результаты определения активностей в пробах приведены в табл. 2, статистическая погрешность скорости счета в пике полного поглощения для всех проб не превышает 6%.

4. Обработка измерений, выполненных методом аэрогамма съемки

Обработка данных аэрогамма съемки проводилась на основе информации о счете во всем спектре, регистрируемом спектрометром в составе навесного оборудования для проведения радиационных (НОРИ). Счет спектрометра за каждую секунду полета, поступающий от НОРИ, записывается на SDкарту БПЛА, данные с которой становятся доступны после приземления. Усредненные данные о счете, обусловленном излучением Cs-137, за вычетом фона при облетах площадки на высотах 25, 50 и 75 м приведены в табл. 3, время полета на каждой из высот составляло ~4 мин. Учет фонового излучения осуществлялся посредством вычитания из полученных экспериментальных значений счета интегрального счета фоновых спектров на соответствующих высотах, набранных в ходе полетов над схожей местностью. Статистическая погрешность указанных в таблице значений счета составляет не более 6%.

Для интерпретации экспериментальных данных и определения объемной активности Cs-137 использовались расчеты по программе MCNP [3]. Определялись функции отклика детектора от бесконечного цилиндрического источника (радиусом 300 м) с учетом полученного профиля заглубления активности (рис. 4). Модель детектора включала в себя NaI Ø31x31, отражатель MgO, оболочку из Al и эффективный слой стекла, моделирующий фотоумножитель. Функции отклика рассчитывались с применением двухэтапной процедуры, описанной в работе [4].

Высота полета, м	25	50	75
Счет во всем спектре, имп/с	602,69	520,87	461,17
A _{v проф} , Бк/см ³	5,74	5,95	6,28

Таблица 3. Объемные активности Cs-137 в почве, определенные по данным аэрогамма съемки

5. Заключение

В рамках данной работы были определены активности Cs-137 в почве на выбранной для исследований площадке в Брянской области по данным различных измерений. На основе анализа полученных значений активности, принимая во внимание измеренный профиль заглубления, можно сделать вывод о хорошем согласии значений между собой, а также с данными атласа загрязнений [5], что, в частности, свидетельствует об адекватности применяемых моделей для обработки измерений. Результаты работы могут быть использованы для калибровки используемой измерительной аппаратуры при определении параметров загрязнений почвы Cs-137.

- 1. Богатов С.А., Гаврилов С.Л., Ткаченко С.А., Шведов А.М., Алексеев А.В., Лизунов Е.М., Мазный Н.Г., Пугачев А.Н. Мобильное средство радиационной разведки на базе беспилотного летательного аппарата md4-1000. Специальная техника, № 6, 2012, сс. 16-22.
- 2. Beck H.L., J. DeCampo, and C.V.Gogolak. "In situ Ge(Li) and NaI(TI) Gamma-Ray Spectrometry". US DOE Report HASL-258, 1972.
- 3. J.F.Briesmeister, Ed., MCNP A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B, Los Alamos National Laboratory.
- 4. Богатов С.А., Шведов А.М. Восстановление фонового спектра для обработки данных аэрогамма съемки. Атомная энергия, т.111, вып. 1, июль 2011, сс. 37-41.
- Атлас современных и прогнозных аспектов последствий аварии на Чернобыльской АЭС на пострадавших территориях (АСПА Россия - Беларусь) / под ред. Ю.А. Израэля, И.М. Богдевича. -Москва: Фонд «Инфосфера» - НИА - Природа; Минск: Белкартография, 2009.