



Российская Академия Наук

РОССИЙСКАЯ АКАДЕМИЯ НАУК

**ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ
БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**



RUSSIAN ACADEMY OF SCIENCES

**NUCLEAR SAFETY
INSTITUTE**

Препринт ИБРАЭ № IBRAE-2015-01

Preprint IBRAE-2015-01

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

Москва
2015

Moscow
2015

**РОССИЙСКАЯ АКАДЕМИЯ НАУК
ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

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

23-24 апреля 2015 г.

Москва 2015

Сборник трудов XVI научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН, проходившей 23-24 апреля 2015 г. – (Препринт / Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, апрель 2015, № IBRAE-2015-01). – М. ИБРАЭ РАН, 2015. – 174 с.

Настоящий сборник содержит работы, представленные на XVI научной школе молодых ученых ИБРАЭ РАН, проходившей 23-24 апреля 2015 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, 2015

Proceedings of the Sixteenth Scientific School of NSI RAS Young Scientists, held April 23-24, 2015. – (Preprint / Nuclear Safety Institute RAS, April 2015, № IBRAE-2015-01). – Moscow: NSI RAS, 2015. – 174 p.

This volume contains reports presented at the Sixteenth Conference of NSI RAS Young Scientists, held April 23-24, 2015. 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, 2015

Содержание

<i>Азаров И.Б.</i> Конденсация лёгких молекул пара в газовой смеси.....	7
<i>Анисимов К.О., Мезенцев И.А., Болдырев К.А.</i> Разработка методов применения комплекса ОБОЯН в практических работах по обследованию ОЯН.....	11
<i>Аракелян А.А.</i> Динамика параметров радиационной обстановки в селе Новые Бобовичи, загрязненном в результате аварии на ЧАЭС 1986 г.....	15
<i>Арефинкина С.Е., Гладцин А.М., Рябиковская Е.В., Сурин В.И.</i> Построение деформации и профиля поверхности ядерного топлива по результатам функциональной электрофизической диагностики.....	19
<i>Асатрян Д.С.</i> Программа для проведения нейтронно-физических расчетов объектов с ядерным топливом на АЭС с реактором БН-800, в том числе активной зоны.....	23
<i>Бекетов А.И.</i> Влияние числа Фруда на кластеризацию частиц в турбулентной среде.....	27
<i>Березнев В.П.</i> Разработка нодального S_N метода в рамках расчетного кода CORNER.....	31
<i>Блохин П.А.</i> Апробация комплексного подхода к обоснованию безопасности ЯРОО с применением ОБОЯН.....	35
<i>Болдырев К.А., Уткин С.С.</i> К вопросу о корректности использования табличных значений коэффициента распределения для прогноза миграции радионуклидов в водоемах	39
<i>Бутов Р.А.</i> Разработка и верификация 3D кода для задач термомеханики и прочности элементов конструкции АЭС.....	43
<i>Ведерникова М.В.</i> Результаты первичной регистрации накопленных РАО и нерешенные вопросы.....	47
<i>Вепрев Д.П., Мосунова Н.А., Стрижов В.Ф.</i> Верификация твэльного модуля интегрального кода ЕВКЛИД/V1 на аналитических тестах.....	51
<i>Волков Н.А., Семенова Т.В., Хохряков В.С.</i> Расчет тестовых задач в целях верификации программы TDMCC.....	55
<i>Григорьев Ф.В.</i> Численное моделирование процесса переноса в двупористых средах.....	60
<i>Губенко И.М.</i> Применение модели электризации кучево-дождевых облаков для прогноза грозовой активности.....	64
<i>Данилин А.В.</i> Алгоритм КАБАРЕ для расчета течений многокомпонентных газовых смесей.....	68
<i>Долгодворов А.П.</i> Эволюция фазового состава и выход продуктов деления из облученного нитридного топлива.....	72

<i>Дробышев Ю.Ю.</i> Системная оболочка программно-технического комплекса ГЕФЕСТ-800.....	76
<i>Ивченко Д.В.</i> Верификация нейтронно-физического расчёта ПК ГЕФЕСТ-600 на экспериментах по гамма-сканированию.....	80
<i>Каменская Д.Д.</i> Доработка моделей расчетного кода СОКРАТ/HEFEST в области взаимодействия расплава с бетоном.....	84
<i>Кнышев В.В., Украинец О.А., Иванова А.А.</i> Пороговые ядерно-физические процессы в размножающих решетках и системах с торием.....	88
<i>Ковальчук Д.В.</i> Оценка потенциальной опасности ядерно и радиационно опасных объектов при планировании и мониторинге работ на заключительных стадиях жизненного цикла.....	92
<i>Козелков А.С., Кочетов Н.А., Мелешкина Д.П., Крутякова О.Л., Курулин В.В., Сидоров А.С., Циберева Ю.А.</i> Верификация ПК «ЛОГОС» на эксперименте ВАЛ.....	96
<i>Колташев Д.А.</i> Особенности связанных расчетов с использованием нейтронно-физического кода, базирующегося на методах Монте-Карло.....	100
<i>Леонов К.В.</i> Анализ LIDAR-технологии разведки запасов гидрата метана.....	104
<i>Меркушов Д. В.</i> Восстановление сценария радиоактивного выброса по данным измерений динамики мощности дозы от облака.....	108
<i>Мосин С.И.</i> Гамма-тест как средство анализа неопределенности интерполяции.....	112
<i>Мызникова О.Г.</i> Разработка подхода к оценке предельных сроков и зон влияния пунктов хранения РАО.....	116
<i>Орлова Е.А., Круглов А.Б., Чуваев Д.В., Стручалин П.Г., Загребав С.А., Жмурин В.Г.</i> Тепловые характеристики твэла со свинцово - магниевым подслоем.....	120
<i>Подымова Т.В., Посеницкий Е.А.</i> Оптимизация кристаллизационного выделения целевого продукта переработки ОЯТ на основе анализа математической модели линейного кристаллизатора.....	124
<i>Рыжов Н.И. Виноградова Ю.Ю.</i> Верификация двухмерной теплогидравлической модели в составе кода СОКРАТ-БН.....	128
<i>Самойлов А.А.</i> Оптимизация классификации РАО для целей захоронения.....	132
<i>Синегрибов С.В.</i> Верификация программного средства SERPENT.....	136
<i>Слива Д.Е.</i> Формирование эффективных инвестиционных портфелей с использованием нечетких множеств.....	140

<i>Сорокин Д.И.</i> Разработка и верификация модели напорно-безнапорной фильтрации расчетного кода GeRa.....	144
<i>Стаханова А. А.</i> Текущее состояние разработки нейтронно-физического кода DN3D в составе интегрального комплекса ЕВКЛИД/V1.....	148
<i>Сускин В.В.</i> Разработка геофильтрационно-геомиграционной модели приповерхностного пункта захоронения ТРО в районе размещения ОАО «УЭХК».....	152
<i>Фомичев Д.В.</i> Результаты экспериментального и расчетного определения гидродинамических и теплопереносных характеристик пучка стержней с дистанционированием «ребро по ребру».....	155
<i>Хамитов Э.М.</i> Механизмы снижения рисков в модели общества взаимного страхования.....	159
<i>Худякова А.А.</i> Государственно-частное партнёрство в сфере взаимного страхования.....	163
<i>Чернова И.С.</i> Разработка программы определения прогнозного положения РО СУЗ в критическом состоянии при выводе реактора БН-800 на минимально контролируемый уровень мощности.....	167
<i>Шараборин Е.Л.</i> Модифицированная явная схема «КАБАРЕ» с улучшенными дисперсионными качествами.....	171

Конденсация лёгких молекул пара в газовой смеси

Азаров И.Б., м.н.с. ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.ф.-м.н., проф. МФТИ Вещунов М.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел: (495) 752-00-80, эл.почта: azarov@ibrae.ac.ru

1. Введение

Рассматривается задача конденсации идеального газа лёгких одноатомных молекул пара (массой m_v), мигрирующих в идеальном газе из тяжёлых молекул (массой $m_g \gg m_v$), на крупной неподвижной частице радиуса R .

Стационарный поток молекул пара в объёме $V \rightarrow \infty$ на сферическую частицу радиусом R , существенно превышающим длину свободного пробега λ_v диффундирующих молекул пара, то есть в случае $\text{Kn} = \lambda_v/R \ll 1$, где Kn – это число Кнудсена, даётся максвелловским решением кинетического уравнения в непрерывном режиме:

$$F_c = 4\pi DR(n_v - n_s), \quad (1)$$

где $n_v = N_v/V$ средняя концентрация молекул пара, а n_s – концентрация насыщения.

В другом предельном случае, $\text{Kn} \gg 1$, должно использоваться другое выражение для потока молекул пара, основанное на кинетической теории газов:

$$F_{fm} = \pi R^2 \bar{u}_v (n_v - n_s) \alpha = \frac{R \bar{u}_v \alpha}{4D} F_c, \quad (2)$$

где $\bar{u}_v = (8kT/\pi m_v)^{1/2}$ – средняя тепловая скорость молекул пара, а α – коэффициент молекулярной аккомодации. Однако оба выражения неверны в переходном режиме, когда средняя длина пробега молекулы пара становится сопоставимой с радиусом частицы $\text{Kn} \approx 1$.

Для рассмотрения этого случая наиболее часто используется метод “сшивки потоков”, предложенный Fuchs [6], который ввел в рассмотрение поглощающую сферу радиуса Δ , порядка длины свободного пробега λ_v , внутри которой поток рассчитывается в свободно-молекулярном режиме (2), а снаружи – в непрерывном пределе (1). Путем сшивки потоков при $r = \Delta$ получается отношение потоков в следующем виде:

$$\frac{F}{F_c} = \frac{1 + \Delta/R}{1 + \Delta/R + \alpha R \bar{u}_v / 4D}. \quad (3)$$

При этом точное значение Δ не определено в исходной модели и должно быть скорректировано эмпирически или взято из независимой теории. Были предложены различные значения для Δ . Fuchs использовал простейшее значение $\Delta = 0$, Dahneke [9] предложил $\Delta = \lambda_v$, и используя значение $\lambda_v = 2D_v/\bar{u}_v$ при определении числа Кнудсена (обозначенного здесь как Kn_{Da}), получил:

$$\frac{F}{F_c} = \frac{1 + \text{Kn}_{\text{Da}}}{1 + 2\text{Kn}_{\text{Da}}(1 + \text{Kn}_{\text{Da}})\alpha^{-1}}. \quad (4)$$

Однако предложенный подход не может быть строго обоснован и, таким образом, полученное выражение для скорости конденсации может быть использовано исключительно для качественной оценки.

Более точные решения были получены, используя аналогию между уравнением Больцмана для легкого пара и теорией транспорта нейтронов. С помощью этого подхода, Fuchs и Sutugin [8] аппроксимировали теоретическое решение Sahni [10] выражением:

$$\frac{F}{F_c} = \frac{1 + \text{Kn}_{\text{FS}}}{1 + 1.7104\text{Kn}_{\text{FS}} + (4/3)\text{Kn}_{\text{FS}}^2}, \quad (5)$$

которое правильно представляет асимптотические решения для больших и малых чисел Кнудсена, однако, становится приближительным в переходном режиме.

Loyalka [5] использовал иную аппроксимацию при линеаризации уравнения Больцманна и искал решение с помощью вариационных методов. Интерполяционная формула, предложенная им в статье [6] имеет вид:

$$\frac{F}{F_c} = \frac{(1 + 1.333\text{Kn}_L)}{1 + 1.333\text{Kn}_L + (1.333\sqrt{\pi}\text{Kn}_L + 1.0161)\text{Kn}_L}. \quad (6)$$

Для того чтобы устранить расхождения между различными интерполяционными формулами в переходном режиме был развит новый подход, аналогичный предложенному ранее авторами [3] для случая тяжёлых молекул пара $z = m_v/m_g \gg 1$, но в применении к лёгким молекулам пара.

2. Особенности модели

Поскольку средняя тепловая энергия поступательного движения всех частиц (при заданной температуре) одинакова, то средняя скорость тяжёлых мала по сравнению со скоростью лёгких и в пределе $z = m_v/m_g \rightarrow 0$ их можно рассматривать как неподвижные. При столкновении лёгкой частицы с тяжёлой последнюю можно считать остающейся неподвижной; скорость же лёгкой частицы меняет направление, оставаясь неизменной по своей абсолютной величине. Таким образом, столкновения одноатомных молекул пара с тяжёлыми молекулами газа считаются упругими и, соответственно, сечение рассеяния при таких столкновениях – не зависящим от направления рассеяния, т.е. рассеяние лёгких атомов является равновероятным во всех направлениях.

Дополнительно предполагается, что концентрация легкого пара в смеси газов мала, $c_v \ll 1$. Тогда столкновения его атомов друг с другом (при которых, в частности, происходит их термализация, т.е. установление равновесного распределения по скоростям) относительно редки, и можно считать, что лёгкие частицы сталкиваются только с тяжёлыми (сохраняя свою скорость, которая может меняться только на очень больших временах, превышающих временной масштаб рассматриваемой задачи).

В этих предположениях рассматривая траекторию блужданий легкого атома, можно строго полагать, что среднее время между столкновениями этого атома с тяжёлыми молекулами газа, $\tau_u = w^{-1}(u)$, не меняется со временем, поскольку величина скорости движения атома u постоянна (не меняется при столкновениях), так что интервалы времени \tilde{t} между последовательными столкновениями рассматриваемого атома распределены по экспоненциальному закону:

$$\omega(\tilde{t}) = w(u)\exp(-w(u)\tilde{t}) = \tau_u^{-1}\exp(-\tilde{t}/\tau_u), \quad (7)$$

где $w(u)$ это вероятность столкновения [1].

В соответствии с новым подходом, разработанным в работах авторов [2,3], в стационарном приближении скорость конденсации может быть рассчитана с помощью среднего заметаемого объема в единицу времени частицей эффективного радиуса $R + R_v \approx R$, блуждающей в пространстве с коэффициентом диффузии молекул пара. В итоге скорость конденсации, может быть вычислена аналитически в двух предельных случаях – непрерывном и свободно-молекулярном, и численно в переходном режиме.

3. Решение задачи

В переходном режиме $\text{Kn} = \lambda_v/R \approx 1$, скорость конденсации молекул пара, движущихся со скоростью u , может быть рассчитана только с помощью численной оценки средней скорости заметания объёма $\beta_u = d\langle V_u \rangle/dt$ эффективной частицей. В данной задаче, как и в предыдущей [3], где моделировалось движение Броуновской частицы, чья скорость на каждом скачке определялась случайным образом и распределялась по Максвеллу, используется определение числа Кнудсена:

$$Kn = \frac{\lambda_v}{R} = 3 \frac{D_u}{uR}, \quad (8)$$

где $R + R_v \approx R$, а длина свободного пробега легких молекул может быть строго оценена как

$$\bar{D}_u / \lambda_v \bar{u} = 1/3 = 0.3333. \quad (9)$$

Интервалы времени между столкновениями, распределённые по экспоненциальному закону (7), генерировались с помощью метода на основе обратных преобразований Н.В. Смирнова: если y – случайное число, распределённое по равномерному закону в диапазоне от 0.0 до 1.0, то \tilde{t} , которое равно

$$\tilde{t} = -\tau_u \ln(y) \quad (10)$$

будет случайным числом, распределённым по экспоненциальному закону (7) со средним τ_u .

Для численного расчёта отношения средней скорости заметания частицей пространства $d\langle V_u \rangle / dt = \beta_u$ к скорости заметания объёма по ходу одного скачка $\langle \delta V_u / \tilde{t} \rangle = \beta_u^{(fm)}$, то есть для случая прямолинейного движения, использовались процедуры, основанные на методе Монте-Карло полностью аналогичные, использованным ранее в работах [2,3].

В расчётах использовалась программа, самостоятельно написанная на языке С. Для получения бинарного исполняемого файла и работы на кластере программа была прокомпилирована на кластере ИБРАЭ РАН с помощью компилятора gcc.

4. Результаты

Результаты расчётов скорости заметания для различных значений $Kn = 3D/\bar{u}R$ в интервале от 0.05 до 10 изображены на рис. 2 вместе с интерполяционной кривой:

$$\frac{F}{F_{fm}} = \left(\frac{4}{3}Kn\right) \frac{F}{F_c} = \left(\frac{4}{3}Kn\right) \frac{1 + A \cdot Kn + D \cdot Kn^2 + F \cdot Kn^3}{1 + B \cdot Kn + C \cdot Kn^2 + 2D \cdot Kn^3 + (4/3)F \cdot Kn^4}, \quad (11)$$

пять параметров которой получены методом наименьших квадратов, $A = 17.065 \cdot 10^6$, $B = 0.94A$, $C = 1.98A$, $D = 1.175A$, $F = 1.24A$, и обеспечивают точность $\approx 0.4\%$.

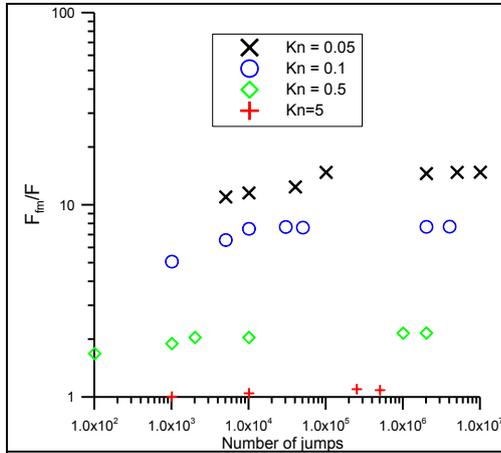


Рис. 1 Зависимость $F_{fm}/F = (\beta_u / \beta_u^{(fm)})^{-1} = (d\langle V_u \rangle / dt / \langle \delta V_u / \tilde{t} \rangle)^{-1}$ от числа скачков k для различных значений Kn .

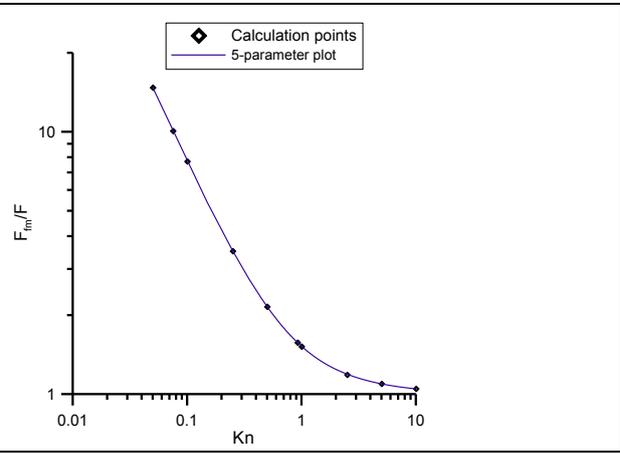
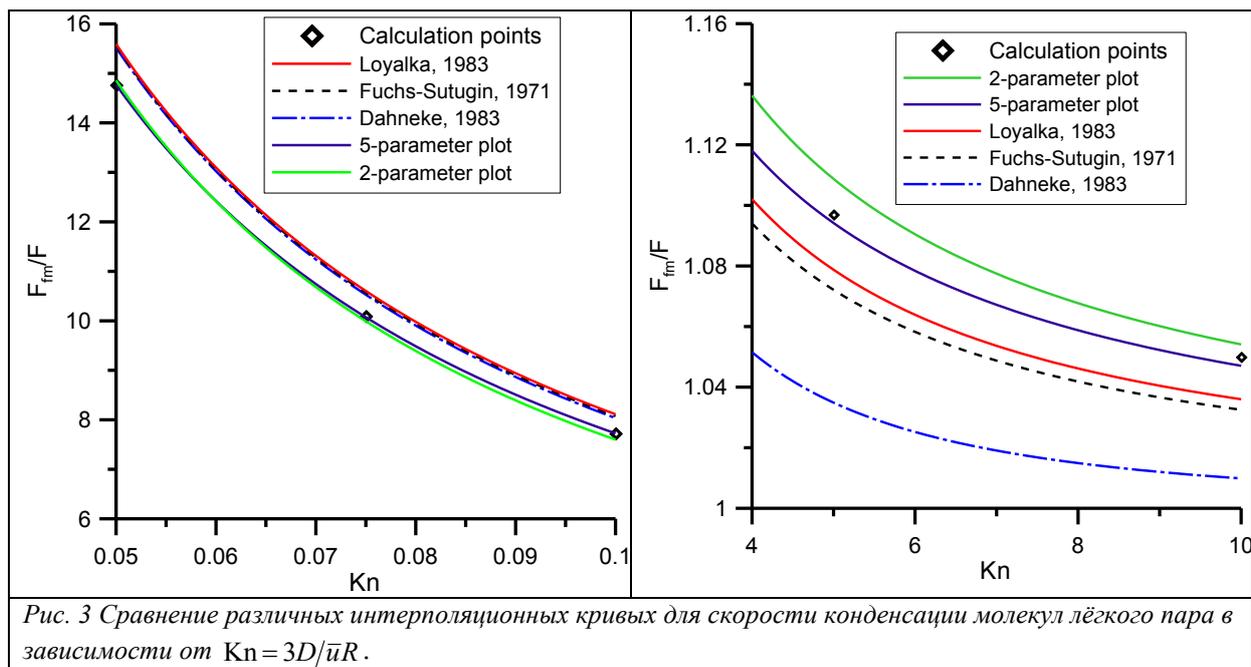


Рис. 2 Зависимость F_{fm}/F от Kn : расчётные точки, и 5-параметрическая кривая (11).

Снизив требования к точности аппроксимации до максимальных значений ошибки $< 2.5\%$ можно получить 2-параметрическое интерполяционное выражение:

$$\frac{F}{F_{fm}} = \left(\frac{4}{3}Kn\right) \frac{F}{F_c} = \left(\frac{4}{3}Kn\right) \frac{1 + A \cdot Kn}{1 + B \cdot Kn + \frac{4}{3}A \cdot Kn^2}, \quad (12)$$

с $A = 6.72$, $B = 6.1$, которое всё же значительно точнее традиционных выражений.



5. Заключение

Конденсация лёгких молекул пара $z = m_v/m_g \ll 1$ в разбавленной газовой смеси $N_v/N_g \ll 1$ была исследована аналитически и численно. Для того чтобы преодолеть неопределенность полуэмпирических моделей, основанных на теории сшивании потоков [7], и устранить расхождение между более точными интерполяционными формулами [8] и [6] получаемых из различных решений уравнение Больцмана, в настоящей работе был разработан новый подход, аналогичный применённому в работе автора [3] для рассмотрения конденсации тяжелых молекул пара.

При таком подходе транспорт лёгких молекул пара, скорость которых инвариантна во времени, распределена в соответствии с законом Максвелла, а изменения направления случайны после каждого столкновения (так называемый Лоренцовский газ), может быть строго рассмотрен в качестве особенных случайных блужданий, характеризуемых экспоненциальным распределением длительности скачка.

В стационарном приближении скорость конденсации может быть рассчитана с помощью среднего заметаемого объема в единицу времени частицей эффективного радиуса $R + R_v \approx R$, блуждающей в пространстве с коэффициентом диффузии молекул пара. В итоге скорость конденсации, может быть вычислена аналитически в двух предельных случаях – непрерывном и свободно-молекулярном, и численно в переходном режиме.

Численные расчеты скорости коалесценции, проведенные с использованием метода Монте-Карло, показали более высокую точность по сравнению с традиционными выражениями.

Литература

1. Reif F., Fundamentals of statistical and thermal physics, Carnegie Mellon University, (1965).
2. Azarov, I.B. and Veshchunov, M.S. Journal of Engineering Thermophysics 19/3 (2010 b) 128-137.
3. Veshchunov, M.S., Azarov, I.B. Journal of Aerosol Science (2012) 70-77.
4. Davis E. James, Aerosol Science and Technology, 2/2 (1982) 121-144.
5. Loyalka, S.K., J. Chem. Phys. 58 (1973) 354-356.
6. Loyalka, S. K. (1983). Mechanics of aerosols in nuclear reactor safety: a review. *Prog.Nuc. Energy* 12, 1-56.
7. Fuchs, N.A. (1934). *Phys. Z. Sowjet.* 6:225.
8. Fuchs, N.A. and Sutugin, A.G. (1970). Ann Arbor Science Pub., Ann Arbor, MI.
9. Dahneke, B. (1983). pp. 97-133. Academic Press, New York.
10. Sahni, D. C. (1966). *J. Nuclear Energy*, 20, 915-920.

Разработка методов применения комплекса ОБОЯН в практических работах по обследованию ОЯН

Анисимов К.О., Мезенцев И.А., Болдырев К.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

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

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

1. Введение

Проводимая в последние годы разработка и апробация комплекса программно-технических средств ОБОЯН, предназначенного, в первую очередь, для анализа безопасности объектов ядерного наследия, близится к завершению. Опыт его пилотного применения в отношении представительного ряда объектов показал, что эффективность работы комплекса зависит от согласованности аппаратных и программных средств, входящих в его состав.

При оценке обоснования безопасности объектов ядерного наследия необходимо обеспечить требуемые надежность и точность результатов, получаемых по результатам применения аппаратно-техническими и программно-техническими средствами комплекса ОБОЯН, с этой целью является актуальной разработка методик проведения исследований.

В работе представлен разработанный алгоритм и состав методик, охватывающие основные направления исследований радиационные характеристики, элементы конструкции объекта ядерного наследия и параметры вмещающей среды его размещения, получаемых по результатам применения как отдельных компонентов, модулей и систем, так и всего комплекса ОБОЯН. [1]

2. Роль методик в общей структуре комплекса ОБОЯН

Структурно в комплексе ОБОЯН можно выделить две ключевые системы: система расчетного моделирования процессов, определяющих радиационную безопасность объекта (ПРОН) и систему аппаратно-технических средств (КИРО-2015), обеспечивающую получение и актуализацию набора исходных данных для последующего расчетного моделирования. Следует отметить, что подобный подход обеспечивает возможность анализа безопасности за счет достаточного набора модулей расчетного моделирования и состава технических средств, обеспечивающих достаточный уровень исходных данных. Обязательным условием интеграции систем, описанных выше, в единый комплекс является наличие связующего элемента, в качестве которого предполагается применение ряда методик, обеспечивающих возможность перехода от результатов измерений к набору параметров, необходимых для расчетного моделирования. Последовательность применения элементов комплекса ОБОЯН представлена на Рис. 1.

Определение основных параметров, необходимых в качестве исходных данных для моделирования физических процессов расчетными средствами, предполагает несколько направлений исследования параметров:

- радиационных источников;
- инженерных барьеров безопасности;
- вмещающих сред.

Для эффективного применения комплекса ОБОЯН необходима разработка методик, направленных, в первую очередь, на оптимальное использование всех его потенциальных возможностей, включая получение исходных данных, в объеме и составе достаточных для проведения анализа безопасности. Большая часть методик ориентирована на создание алгоритмов перехода от результатов измерений к получению исходных данных, для оценки безопасности.

Проведение работ на основе методик позволит достичь требуемых численных результатов измерений на основе четкого алгоритма действий с определенными допустимыми погрешностями, установленными показателями точности. [2], [3]

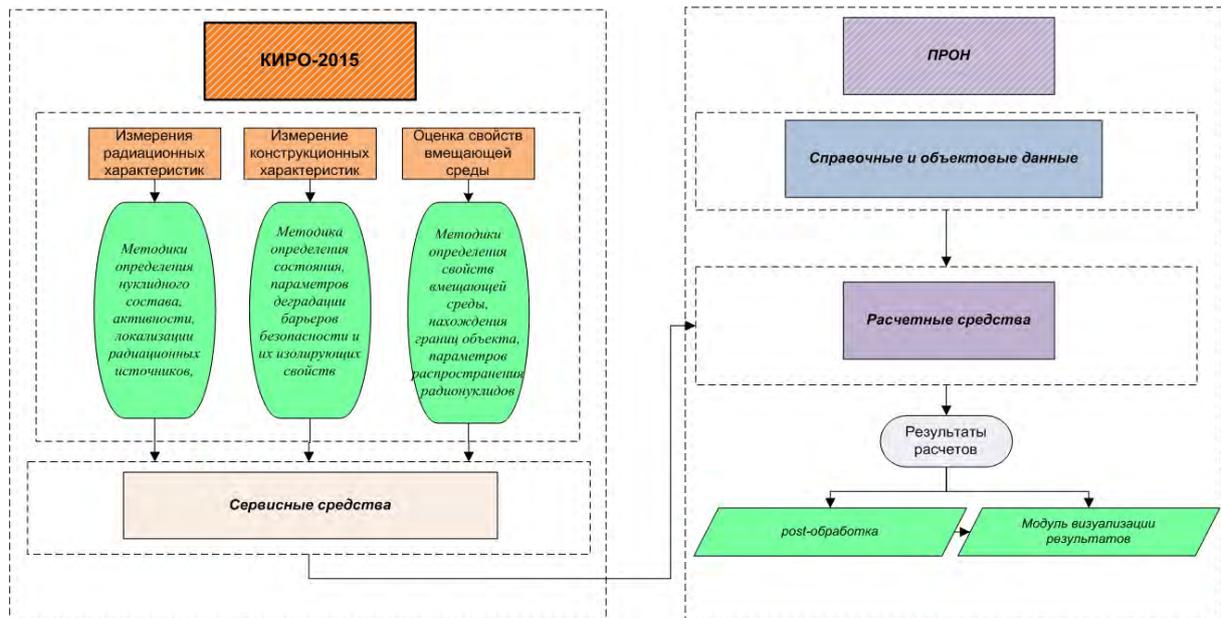


Рис. 1. Последовательность применения элементов комплекса

Стоит отметить, что разрабатываемые методики, в силу указанного выше, не ограничиваются процедурами выполнения измерений в общепризнанном понимании. Большая часть из них, основываясь на результатах прямых измерений, предполагает достаточно широкое применение как справочных данных, так и результатов предварительных расчетных исследований, проведение которых должно быть осуществлено с использованием специализированных расчетных средств.

3. Основные методики

Принципиально важными для полноты проведения исследований, актуализации расчетных параметров является достаточность набора методик, обеспечивающая получение необходимой совокупности информации по всем направлениям, отмеченным выше. Следует также отметить, что большая часть методик готовится к проведению их государственной аттестации в соответствии с установленным порядком.

Необходимость разработки, аттестации и применения методик диктуют современные требования по организации работ, выполняемых при анализе безопасности [4].

Разработка и внедрение основных методик позволят повысить эффективность применения аппаратно-технических средств и получения исходных данных во всех направлениях исследований объектов ядерного наследия, включая определение радиационных характеристик, параметров барьеров безопасности и характеристик вмещающей среды.

Описание и принципиальный алгоритм важнейших методик приводятся ниже.

Методика определения радионуклидного состава источников гамма-излучения. Методика предполагает идентификацию регистрируемых по энергии гамма-излучения радионуклидов в обследуемом объекте. Определение радионуклидного состава источника излучения необходимо для моделирования радиационных полей и оценки дозы внешнего облучения на персонал, участвующий в демонтажных работах, а также прогнозирования миграции радионуклидов и распространения радиационного загрязнения за пределами барьеров безопасности ОЯН.

Целью применения методики является установление изотопного состава значимых радионуклидов в исследуемом объекте.

Алгоритм измерений предусматривает получение амплитудных спектров гамма - излучения при высоком разрешении используемого прибора для заданной геометрии источника, выделение пиков полного поглощения и определение энергий гамма-квантов. По значениям энергий идентифицируют

радионуклиды. Обработка спектров гамма-излучения производится штатным ПО, входящее в состав приборных средств.

Результаты применения настоящей методики являются исходными данными для последующих расчетов системы моделирования ПРОН, в частности, моделирования миграции и внешних радиационных полей.

Методика измерения глубины проникновения радиоактивного загрязнения в бетонных конструкциях. Методика предполагает определение пространственного распределения радионуклидов в конструкционных материалах - барьерах безопасности (бетонных конструкциях). Определение глубины проникновения загрязнения в барьеры безопасности важно для оценки скорости миграции радионуклидов внутри конструкций, восстановления распределения отдельных радионуклидов, а так же для оптимизации работ по дезактивации конструкций и оборудования при выводе из эксплуатации объектов.

Цель применения методики – определение фактического содержания радионуклидов в материале защитных барьеров (бетонных конструкций) и профиля их распределения.

Алгоритм методики основан на отборе проб (кернов) бетонных конструкций, их фрагментировании, выполнении спектрометрических гамма - измерений для каждого фрагмента отобранных проб, определение радионуклидного состава (Методика определения радионуклидного состава), определение удельной активности радионуклидов с применением специализированных штатных программных средств. По полученной удельной активности отдельных радионуклидов определяется глубина проникновения радиационного загрязнения.

В качестве аппаратно-технических средств, в рамках настоящей методики предполагается применение спектрометрических средств, а так же установки для отбора кернов.

Результаты применения данной методики будут использованы для задания исходных данных, необходимых, для моделирования миграции радионуклидов и прогнозирования динамики изменения защитных свойств барьеров безопасности. Впоследствии, полученные данные будут важны при оценке объемов вторичных РАО, образующихся в ходе работ по ВЭ объектов ядерного наследия, и оптимизации программ их проведения.

Методика ускоренных испытаний бетонных конструкций объекта. Методика предназначена для оценки устойчивости бетонных конструкций объекта к воздействию климатических факторов. Оценка ресурса барьеров безопасности позволяет получить исходные данные для прогнозирования скорости деградации барьеров при моделировании распространения радионуклидов.

Основной целью является определение текущего состояния (остаточный срок службы) конструкционных элементов объекта и получение исходных данных для прогнозирования их дальнейшей эволюции.

Алгоритм исследований включает в себя отбор проб бетонных конструкций, их фрагментация для каждого конкретного измерения, проведение испытаний в режиме «тепло-холод-влажность», т.е. проведение циклов по заморозке/оттаиванию, последовательное измерение прочностных характеристик бетонных кернов, обработка экспериментальных данных для определения остаточного ресурса.

В качестве аппаратно-технических средств, в рамках настоящей методики предполагается применение испытательного пресса, обеспечивающего рабочее давление при испытаниях образцов на сжатие и климатической камеры с программируемым необходимым рабочим диапазоном.

По данной методике будут получены результаты для использования их в качестве исходных данных при моделировании динамики деградации инженерных барьеров.

Методика определения коэффициентов распределения во вмещающей среде (коэффициент сорбции). Методика предназначена для проведения химического анализа водовмещающей породы и определения коэффициентов распределения радионуклидов между водной и твердой фазами. Методика устанавливает набор процедур и методов их проведения.

Целью методики является получение исходных данных для моделирования миграции радионуклидов во вмещающей среде (определение коэффициентов сорбции радионуклидов).

Алгоритм проведения исследований включает отбор и консервацию проб воды и водовмещающей породы на уровнях, соответствующих глубинам залегания конкретных типов, проведение химического анализа ионного содержания проб, включая полевое и лабораторное определение уровня рН. На основе

полученных данных проводится расчет значений коэффициентов распределения радионуклидов, K_d , с использованием расчетных средств, входящих в состав комплекса ОБОЯН.

В качестве аппаратно-технических средств, в рамках настоящей методики предполагается применение полевой лаборатории для ускоренных исследований свойств связанных и несвязных грунтов, портативного рН-метра, набора химической посуды и жидкостного хроматографа.

Значения K_d , полученные по методике, подлежат использованию в качестве входных данных для последующего моделирования миграции радионуклидов во вмещающей среде, осуществляемого с применением средств моделирования комплекса ОБОЯН.

4. Заключение

Итогом выполненных и представленных в настоящей работе исследований является формирование набора методик, необходимых при использовании комплекса ОБОЯН и разработка алгоритмов их реализации. Такие методики не только позволят максимально реализовать возможности комплекса в целом, но и повысить информативность данных, получаемых с применением системы КИРО-2015, входящей в состав комплекса. Применение комплексного подхода при формировании алгоритмов реализации методик (экспериментальные результаты, справочные данные, результаты вспомогательных расчетов) обеспечивает достаточно широкие возможности их практического применения.

Литература

1. Блохин П.А., Крючков Д.В., Линге И.И., Уткин С.С. Программно-технический комплекс обоснования безопасности объектов ядерного наследия. «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики», третья международная научно-техническая конференция: доклады М.: ОАО «НИКИЭТ».2014. – Т.2. - 251-258 стр.
2. Государственный стандарт российской федерации, ГОСТ Р ИСО 5725-1-2002. Точность (правильность и прецизионность) методов и результатов измерений.
3. Межгосударственный стандарт, Государственная система обеспечения единства измерений, ГОСТ 8.315-97. Стандартные образцы состава и свойств веществ и материалов.
4. Федеральный закон Российской Федерации от 26 июня 2008 г. N 102-ФЗ "Об обеспечении единства измерений".

Динамика параметров радиационной обстановки в селе Новые Бобовичи, загрязненном в результате аварии на ЧАЭС 1986 г.

Аракелян А.А., аспирант 1 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.ф.-м.н. профессор, зам.директора ИБРАЭ Арутюнян Р.В.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-24-41, эл. почта: arakelyan@ibrae.ac.ru

1. Введение

Для оценки радиационного воздействия на население, проживающее на загрязнённой территории автором в составе группы исследователей был проведён анализ радиационной обстановки типичного населенного пункта (НП). Источником для получения данных в настоящем исследовании является проведённая вышеупомянутой группой в июле 2014 г. пятидневная экспедиция в сельский пункт Новые Бобовичи.

Данное исследование является также частью большой работы, посвящённой изучению путей миграции радионуклидов в жилой среде. Поведение и пути распространения загрязняющих радиоактивных веществ в жилой среде имеют свои особенности по сравнению с другими ландшафтными формами. Важным является многообразие физических и химических процессов, регулирующих процессы фиксации и миграции радионуклидов в объектах селитебной зоны. Уже на этапе формирования загрязнения жилой среды в зависимости от физико-химических свойств радионуклидов, метеорологической обстановки и параметров собственно жилой среды условия, определяющие характер и величину облучения, заметно различаются. В дальнейшем эти особенности среды проявляются ещё более отчётливо.

Настоящее исследование ставило своей целью, сохраняя прежние существующие методические приемы, провести повторное подворное обследование в селе Новые Бобовичи, выполнить анализ полученных за все годы экспериментальных материалов и оценить дозы внешнего облучения за 28 лет для той части населения, которая постоянно проживала в данном населенном пункте.

2. Подворные обследования в Новых Бобовичах

В августе 1990 г. силами специалистов НПО «Тайфун» были впервые выполнены подворные обследования села Новые Бобовичи. Всего было сделано 4493 измерения мощности дозы, которые охватывали не только дома сельских жителей, но и производственные и социально-бытовые сооружения и примыкающие к ним территории. Менее масштабные обследования (660 и 402 измерения, соответственно) проводились в дальнейшем сотрудниками ИБРАЭ РАН в 2001 и 2008 гг. Одной из их целей являлось желание удостовериться в сохранении отмеченной тенденции или же наоборот убедиться в том, что по прошествии ряда лет ситуация с миграцией цезия на различных ландшафтах достигает квазистационарного равновесия. Результаты обследований, выполненных в разные периоды, приведены в таблице 1.

Таблица 1. Значения из базы данных НПО «Тайфун» и ИБРАЭ РАН по результатам измерений мощности дозы в различных локализациях села Новые Бобовичи, полученных в 1990, 2001 и 2008 гг., нЗв/ч

Местоположение	Покрытие или защита	1990	2001	2008
улица	гравий	537		
	грунт	704	289	590
	трава	1098	419	
	асфальт	469	209	199
	бетон	220		
	скамейка	1026	343	316
двор	грунт	772		
	трава	1009	329	395

	асфальт	463		
	бетон	658		
	огород	886	425	370
	сад	1129	443	429
дом	деревянный	285	190	178
	кирпичный	248		153

Плотность выпадения ^{137}Cs на НП Новые Бобовичи по официальным источникам [Ежегодники НПО «Тайфун» за различные годы], взятым из Банка Обобщенных Данных ИБРАЭ, составляла на момент формирования загрязнения 1095 кБк/м^2 .

Подворные обследования 2014 г., выполненные авторами, ставили перед собою задачу анализа радиационной обстановки в населенном пункте в объеме, сопоставимом с обследованиями 1990 г. Сравнительная простота измерительных процедур позволяла поставить ряд вопросов методического характера:

1. Насколько хорошо подворные обследования могут обеспечить оценку радиационной обстановки в населенном пункте?
2. Каков оптимальный объем измерений позволит получить заданную точность оценок?
3. Какова динамика миграции цезия в населенном пункте?
4. Чем обусловлены особенности поведения цезия в жилой среде?

В ходе 4-х дневных измерений было выполнено 918 локальных измерений (длительностью 30 сек.) мощности дозы прибором ДКС-96. Кроме того, мощность дозы непрерывно измерялась и записывалась в файлы с интервалом усреднения в 180 сек. двумя приборами «Polymaster», прикрепленными на поясе у двух сотрудников, проводящих измерения. Основные параметры распределений мощностей доз в различных точках села Новые Бобовичи представлены в таблице 2.

Таблица 2. Некоторые параметры статистических выборок из базы данных по значениям мощности дозы в различных локализациях села Новые Бобовичи, полученных в июле 2014 г., нЗв/ч

Место-положение	Покрытие или защита	Счет	Мин.	Среднее	Среднее геометр.	Макс.	Станд. Отклонение	Коэффициент вариации, CV
улица	грунт	18	160	253	245	490	70	0,28
	трава	369	100	329	314	700	99	0,30
	асфальт	38	110	188	183	310	44	0,23
	бетон	7	130	203	195	310	63	0,31
	скамейка	166	130	286	273	580	86	0,30
двор	грунт	25	120	272	254	530	86	0,32
	трава	37	160	339	323	640	104	0,31
	асфальт	6	140	197	194	240	34	0,17
	бетон	8	120	196	187	300	70	0,36
	огород	110	220	369	363	550	67	0,18
	сад	70	230	371	364	530	75	0,20
дом	деревянный	37	100	152	149	230	31	0,20

Как видно из таблицы 2, вариабельность значений мощности дозы над различными локализациями слабо зависит от числа измерений в селе над однотипными поверхностями.

Представляет интерес рассмотреть непрерывные измерения мощности дозы, записываемые дозиметром «Polymaster» в течение всего экспедиционного периода. На рисунке 1 показана динамика мощности дозы в двух населенных пунктах: Новозыбков, где жили участники экспедиции, и Новые Бобовичи, где производили подворные обследования. Ниже показана динамика мощности, снятая с дозиметра одного из участников экспедиции, за весь период (рис.1).

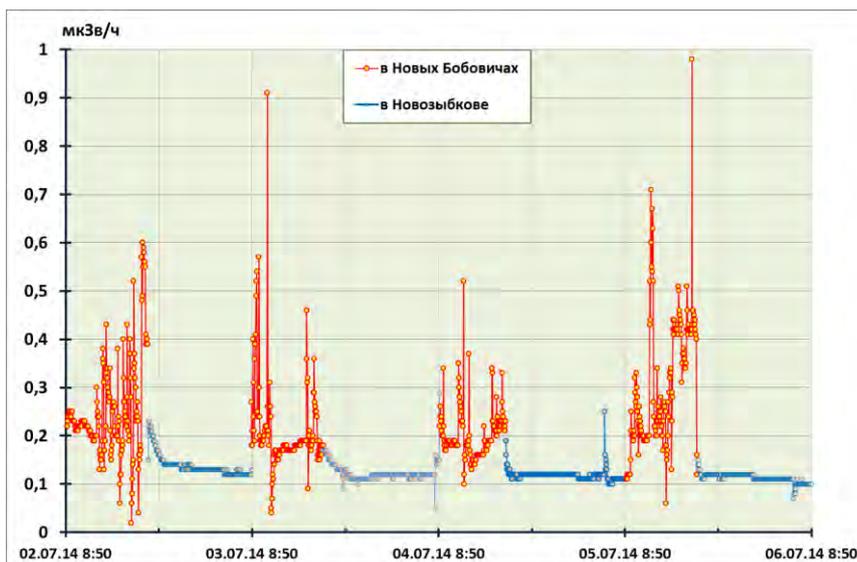


Рис. 1. Мощность дозы, измеряемая каждые 3 минуты прибором, подвешенном к поясу одного из участников экспедиции, в период со 02 по 06 июля 2014 г.

Можно отметить, несомненно, значительную вариабельность значений мощности дозы в селе и большую «сглаженность» значений в г. Новозыбкове.

4. Измерения по заглублению ^{137}Cs на различных участках НП

В экспедиции 2014 г. был также выполнен послойный отбор почвы на 5-и различных ландшафтных формах. Керна почвы были разделены послойно на примерно равнозначные слои. Затем каждый слой перемешивался и помещался в стандартный сосуд для измерения на спектрометр. Это позволило получить результаты измерений по содержанию ^{137}Cs в почвенных слоях. На рисунке 2 проиллюстрировано распределение активности в зависимости от глубины отобранного образца (горизонтальными линиями обозначены слои почвы, в которых измерялась активность, цифрами показана относительная плотность загрязнения отдельных слоев почвы).

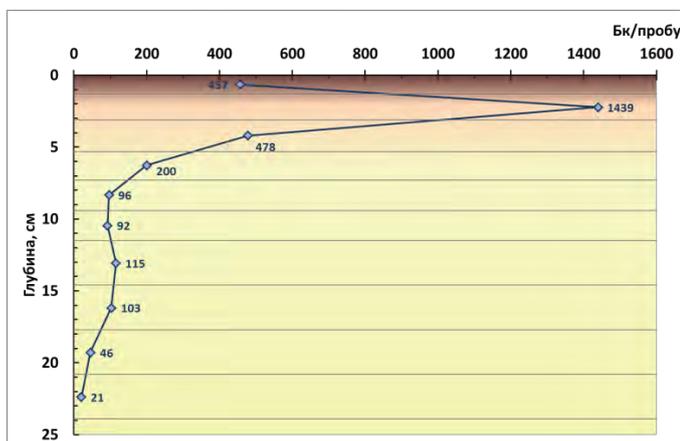


Рис. 2. Заглубление ^{137}Cs на частично затопляемом пойменном лугу р. Ипуть через 28 лет после аварии.

На рисунке 2 отчетливо видно, что на заливном пойменном лугу пик активности ^{137}Cs расположен сравнительно близко к поверхности — в слое между 1–3 см. Затем по мере заглубления активность быстро падает, но даже на глубине ниже 20 см она достаточно надежно идентифицируется, хотя в этом слое аккумуляровано не более 0,7 % от всей активности. При этом эта активность, эквивалентная примерно $6 \pm 1 \text{ кБк/м}^2$, может быть почти полностью приписана именно чернобыльским выпадениям, поскольку остаточный уровень глобальных выпадений на период исследований (2014 г.) не превышал 1 кБк/м^2 во всей толще почвы. Общее же содержание ^{137}Cs в почве пойменного луга может быть оценено

на момент измерения в 840 ± 10 кБк/м² или с учётом распада радионуклида в 1603 ± 10 кБк/м² на момент выпадений.

5. Анализ полученных результатов

Степень миграции нуклида характеризуется отношением средней мощности дозы, создаваемой этим нуклидом на высоте 1 м для характерного типа поверхности ($P_\gamma(137)$), к плотности интегрального содержания нуклида в почве, рассчитанной на момент измерения мощности дозы — σ_{137} :

$$M_{137} = P_\gamma(137) / \sigma_{137}, \left[\frac{\text{нЗв/ч}}{\text{кБк/м}^2} \right].$$

На основе изученных ранее данных предшествующих исследований и результатов проведённой в 2014 г. работы получена динамика показателя M_{137} для наиболее значимых локализаций сельского населённого пункта за весь период наблюдений (рис. 3).

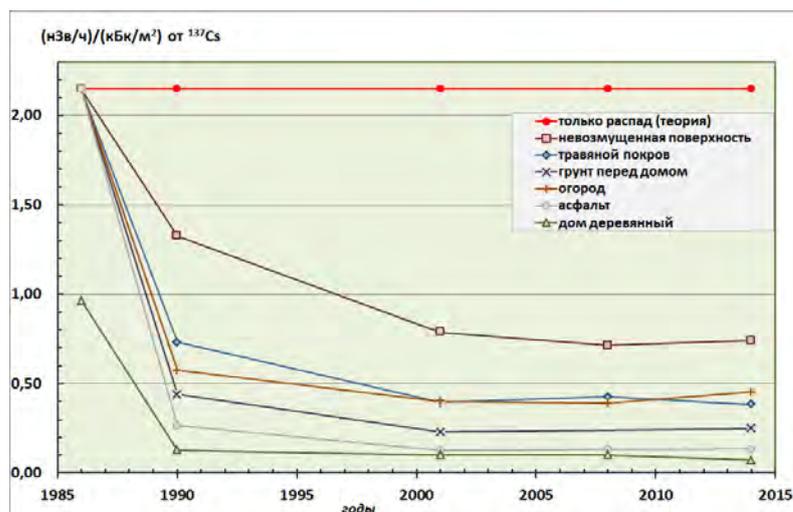


Рис. 3. Динамика параметра M_{137} для различных локализаций села Новые Бобовичи, обусловленная миграцией ^{137}Cs в них

Общей характеристикой процессов, как можно видеть из рисунка 3, является фактическое прекращение спада значений параметра M_{137} для всех локализаций после 2000 года. Т.е. примерно через 15 лет миграция ^{137}Cs , влияющая на формирование мощности дозы внешнего облучения в пределах населённого пункта, прекращается, остаётся только распад этого изотопа. При этом разница между различными локализациями сохраняется почти неизменной.

На основе полученных данных по плотности загрязнения и динамике параметра M_{137} можно оценить суммарное за 28 лет облучение от выпавших радионуклидов для населения, постоянно проживающего в Новых Бобовичах.

Для оценки мощности экспозиционной дозы воспользуемся зависимостью [The Chernobyl Papers, 1993]:

$$\dot{D}(t) = \sum_i \sigma_i \cdot M_i(t) \cdot \exp(-\lambda_i \cdot t), \quad (1)$$

где σ_i — плотность загрязнения поверхности i -м радионуклидом (кБк/м²), $M_i(t)$ — коэффициент конверсии от σ_i к мощности дозы \dot{D}_i как функция времени, (нГр/час)/(кБк/м²), λ_i — константа радиоактивного распада i -го радионуклида, t - время после загрязнения.

И для оценки эффективной дозы внешнего облучения (H_{Ex}):

$$H_{\text{Ex}} = CF \cdot R_k \cdot \int \dot{D}(t) \cdot dt, \quad (2)$$

где $CF=0,8$ Зв/Гр для 1-го после аварии и $0,7$ Зв/Гр для последующих лет; R_k - фактор снижения дозы.

Наша оценка средней дозы внешнего облучения за 28 лет для лиц, возраст которых на момент аварии превышал 17 лет, и постоянно проживающих в Новых Бобовичах, составляет 57 мЗв.

Построение деформации и профиля поверхности ядерного топлива по результатам функциональной электрофизической диагностики

Арефинкина С.Е., Гладцин А.М., Рябиковская Е.В., Сурин В.И.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

эл. почта: visconst@rambler.ru

1. Введение

Для повышения эффективности исследований на стадии разработки и испытаний новых видов ядерного топлива, на наш взгляд, целесообразно более активное применение методов функциональной электрофизической диагностики и неразрушающего контроля (ФЭДНК). Полученные результаты, с использованием ФЭДНК, уже сейчас позволяют прояснить многие важные вопросы, связанные с внутренними процессами, происходящими в топливе. В частности, более эффективно решается проблема исследования сопротивления радиационному формоизменению [1,2]. Другой важный результат заключается в возможности моделирования поверхности материалов и оценки шероховатости по результатам ФЭДНК [3].

Как показывает практика, 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 [4-8].

2. Описание диагностической модели

Как известно техническая диагностика – наука о распознавании технического состояния объекта, включающая широкий круг проблем, связанных с получением и обработкой диагностической информации. Функциональная техническая диагностика опирается на ограниченную информацию, получаемую обычно в процессе эксплуатации или научного исследования и не предусматривает разборку объекта диагностирования.

Под диагностической моделью понимается формализованное описание объекта, необходимое для решения задач диагностирования. [9]. Результаты испытаний на реакторе ИРТ МИФИ послужили базой для создания диагностической модели (рис. 1).



Рис. 1. Общая схема диагностической модели

Объектом диагностики были выбраны изделия из карбонитрида урана (цилиндрические образцы высотой 10-13 мм и диаметром 5-7 мм). В качестве внешних параметров диагностической модели задавались различные значения температуры и нагрузки.

Применяли метод радиационной температурно-силовой обработки (РТСО). Данная методика малоцикловых усталостных испытаний под облучением использовалась для моделирования и реализации условий размерной нестабильности топливных материалов. Для обеспечения диагностики во внутриреакторных условиях использовали экспериментальный комплекс ПОИСК. Осуществляя в разных циклах изотермическую выдержку образца при различных нагрузках и длительностях испытаний, получали изменения диагностических параметров в достаточно широких диапазонах.

В качестве основного диагностического параметра было выбрано электрическое напряжение [4]. Использовались электрические методы измерения сигнала: термоэлектрический и метод контактной разности потенциалов. Согласно ГОСТ 25315-82, термоэлектрический метод представляет собой метод электрического неразрушающего контроля, основанный на регистрации величины термо э.д.с., возникающей при прямом контакте нагретого образца известного материала с объектом контроля. Метод контактной разности потенциалов – метод электрического неразрушающего контроля, основанный на регистрации контактной разности потенциалов на участках объекта контроля, через который пропускается электрический ток.

3. Определение степени деформации топлива

Применение диагностической модели позволило выявить закономерности экстремальных изменений диагностического параметра, предшествующих деформации высокой степени или разрушению образцов карбонитрида урана (рис. 2, 3).

Несмотря на существующие различия в циклировании внешних параметров и соответствующей реакции диагностического параметра, для двух образцов можно сделать вывод о том, что колебания значений электросопротивления и термоэдс спонтанного характера предшествуют деформации высокой степени. Для первого образца колебания электросопротивления и колебания термоэдс являются в сходной степени показательными (при различной значимости на разных этапах облучения), для второго образца – более показательными являются колебания термоэдс.

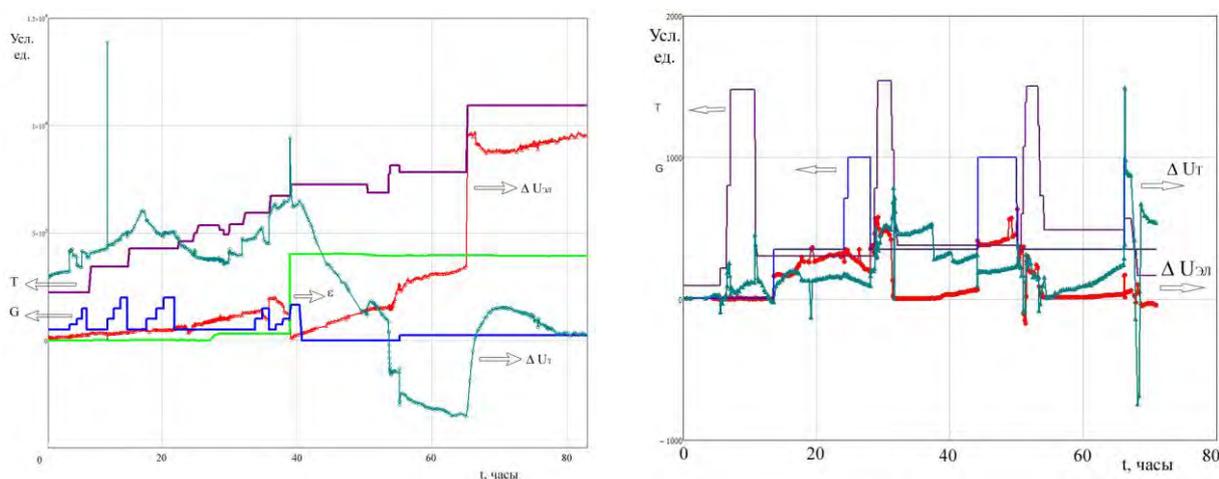


Рис. 2 и 3. Изменение диагностического параметра от времени при испытаниях уран-циркониевого карбонитрида (Образцы №1 и №2)

Для образца №1 было проведено сравнение экспериментальной деформации с расчетной, полученной с использованием методов расчета деформации на основе электрофизических характеристик [5] (рис.4 и 5).

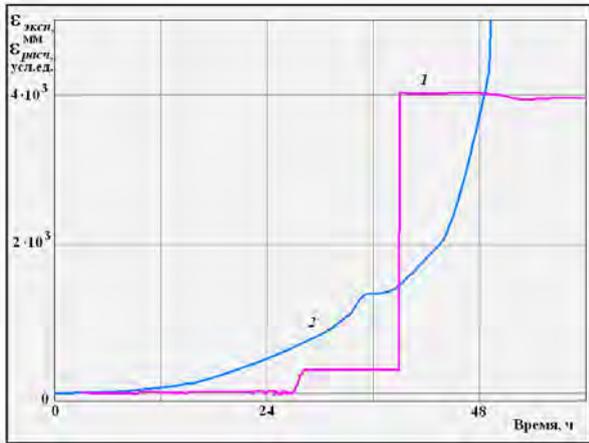


Рис.4. Изменение экспериментальной $\varepsilon_{\text{эксп}}$ (в мкм) и расчетной $\varepsilon_{\text{расч}}$ (в усл. ед.) деформации карбонитрида урана (образец №1) в процессе проведения РТСО; кривая (2) построена по детектированному сигналу $\Delta U_{\text{эл}}$



Рис.5. Изменение экспериментальной $\varepsilon_{\text{эксп}}$ (в мкм) и расчетной $\varepsilon_{\text{расч}}$ (в усл. ед.) деформации карбонитрида урана (образец №1) в процессе проведения РТСО; кривая (2) построена по детектированному сигналу ΔU_T

Из графиков (рис.4 и 5) видно, что кривая расчетной деформации, построенная по детектированному сигналу $\Delta U_{\text{эл}}$, на ранних этапах облучения дает более близкие к экспериментальным значения, чем построенная по детектированному сигналу ΔU_T . Кривая, построенная по детектированному сигналу ΔU_T , становится более показательной на поздних этапах облучения. При этом рассчитанное значение корреляции деформации и электрического сопротивления показывает, что значения сигнала $\Delta U_{\text{эл}}$ и сигнала ΔU_T коррелируют со структурным параметром деформации с незначительными различиями и являются в сходной степени значимыми для его определения.

4. Подходы к моделированию поверхности топлива

Для образца №1 (рис. 2) были рассчитаны средние значения $\Delta\varphi_{12}$ (ΔU_T и $\Delta U_{\text{эл}}$) и соответствующие значения шероховатости R_a для конкретных режимов РТСО с заданными значениями температуры и нагрузки. Нагрузку изменяли циклически, при максимальном значении в циклах – 4 МПа. Окончание цикла по нагрузке сопровождалось ступенчатым повышением температуры. Максимально достигнутая в эксперименте температура составляла 1360 °С.

Вид фрактальной поверхность получали, используя функцию Вейерштрасса – Мандельброта с введенными в нее параметрами, рассчитанными из эксперимента [10]. Для этого использовали связь разности электрических потенциалов $\Delta\varphi_{12}$ с параметром шероховатости R_a через выражение:

$$\Delta\varphi_{12} = \frac{eR_a}{\varepsilon_0} \int_0^L \delta n_{12} dx,$$

где δn_{12} – разность локальной электронной плотности на поверхности в двух точках, $\delta n_i = n_{Ai} - n_{Bi}$, n_{Ai} и n_{Bi} – локальные плотности электронов для материалов образца А и преобразователя В соответственно; R_a – параметр шероховатости; e – заряд электрона; ε_0 – электрическая постоянная; L – размер области интегрирования, определяемый расчетным путем.

Расчеты показывают, что значениям R_a порядка нескольких мкм соответствуют значения $\Delta\varphi_{12}$ порядка нескольких мкВ, и рост значений разности электрических потенциалов ведет к росту значений R_a [3]. Была построена зависимость изменения высоты выступов поверхности таблетки h от режимов РТСО (рис. 6).

Исследования показали, что при устойчивом характере диагностического сигнала во времени профиль шероховатости поверхности также слабо изменяется во времени. Устойчивая амплитуда сигнала в этом случае будет соответствовать устойчивому во времени распределению выступов и впадин на поверхности изделия. При обсуждении результатов исследования использовали ранее полученные результаты для модельных материалов и испытаний [5].

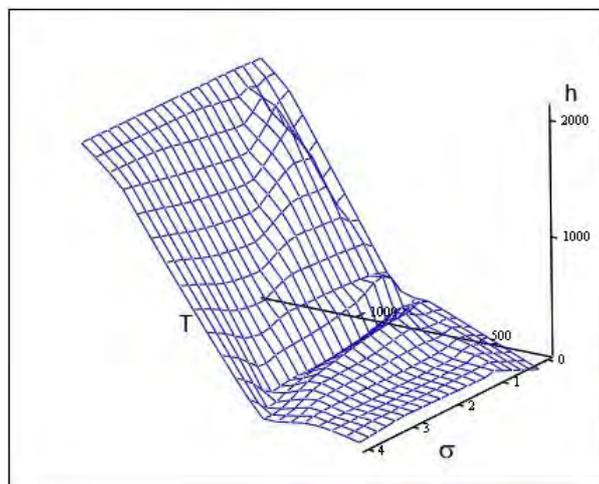


Рис. 6. Изменение высоты выступов поверхности h (в мкм) от нагрузки σ (в МПа) и температуры T ($^{\circ}\text{C}$)

Проведенный в работе анализ доказывает применимость предложенных методов для постановки диагнозов относительно деформации и характера профиля поверхности топливных таблеток.

Литература

1. Surin V.I., Evstyukhin N.A., Kapralov Yu.A., Kapralov E.Yu. The electronic structure and electrophysical properties of perspective nuclear fuel. International Conference «Nuclear Energy for New Europe 2010». Book of Abstracts. Slovenia. 2010, P. 60.
2. 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. 2010. №1. С.39-47.
3. Арефинкина С.Е., Гладцин А.М., Рябиковская Е.В., Сурин В.И.. Моделирование изменений профиля поверхности топливного сердечника под облучением, «Инновации в атомной энергетике», конф. молодых специалистов : доклады. – М.: АО «НИКИЭТ», 2014. С.102.
4. Арефинкина С.Е., Гладцин А.М., Евстюхин Н.А., Сурин В.И. Принципы построения диагностической модели изделия для внутриреакторных испытаний. Научная сессия НИЯУ МИФИ-2015. Аннотации докладов. В 3 томах. Т.1. М.: НИЯУ МИФИ. 2015. С.188
5. Сурин В.И., Евстюхин Н.А. Электрофизические методы неразрушающего контроля и исследования реакторных материалов. М.: МИФИ, 2008, 167 с.
6. 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.
7. 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.
8. 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.]
9. ГОСТ 20911-89. Техническая диагностика. Термины и определения.
10. Yan W., Komvopoulos K. Contact analysis of elastic-plastic fractal surfaces// J.Appl.Phys., 1998, v.84, 3617-3624.

Программа для проведения нейтронно-физических расчетов объектов с ядерным топливом на АЭС с реактором БН-800, в том числе активной зоны

Асатрян Д.С., аспирант 2 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

В рамках создания программного комплекса ГЕФЕСТ-800 для эксплуатации реактора БН-800 создана программа, автоматизирующая проведение нейтронно-физических расчетов активной зоны реактора, а также проводить оценку ядерной безопасности барабана свежих сборок, барабана отработавших сборок, склада свежего топлива и бассейн выдержки. Под ядерной безопасностью в данном случае понимается соблюдение условия не превышения коэффициента размножения значения 0,95, что продиктовано нормативными документами [1]. Под нейтронно-физическим расчетом активной зоны понимается расчет коэффициента размножения и распределения поля нейтронов.

Необходимость использования для оценки ядерной безопасности программы, основанной на методе Монте-Карло, обусловлена сложной геометрией этих объектов.

В качестве расчетной программы используется ММК - программа расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в P_n приближении [2]. Подготовкой констант для ММК занимается программа CONSYST [3], использующая библиотеку БНАБ-93.

Описание расчетного инструмента

Для проведения расчетов по любым Монте-Карловским программам, необходимо описать геометрию расчетной модели, которая для рассматриваемых объектов является довольно сложной. В программе ММК описание геометрии модели сводится к созданию входного текстового файла. Учитывая необходимость периодически вносить изменения в расчетную модель в связи с различными загрузками объектов, процесс создания входного файла становится очень трудоемким и время затратным, поэтому было решено создать программу автоматизирующую процесс создания входных файлов для используемых расчетных программ. Для того, чтобы иметь возможность создавать модели для любой загрузки того или иного объекта, необходимо знать параметры сборок, находящихся в данной загрузке, такие как основные геометрические размеры, массы топливных и конструкционных материалов. Для того, чтобы иметь возможность удобной работы с большим количеством данных, связанных с параметрами сборок, в программе спроектирована база данных.

База данных

В базе данных хранится вся необходимая для расчета информация по топливным сборкам, участвующим в расчете. Сюда входит геометрическая информация по ТВС, содержание топлива в кг, марки используемых конструкционных сталей, гомогенные и гетерогенные концентрации материалов, используемых в расчетных моделях. Для каждой сборки отслеживается ее история в процессе работы реактора, что связано с процессом изменения нуклидного состава топлива в процессе выгорания. Такая информация позволяет без труда сформировать загрузки, например бассейна выдержки, где нуклидный состав топлива значительно отличается от свежего состояния. Также в базе данных хранится информация по всем загрузкам расчетных моделей и результаты расчета сформированных загрузок. Это позволяет в любой момент просмотреть результаты уже проведенных расчетов и проводить анализ.

Источники ввода данных

В качестве входных данных, необходимых для заполнения базы данных имеется 2 возможности. Первый источник – это источник данных для свежих ТВС, которым является текстовый файл с паспортной информацией о ТВС, такой как тип ТВС, массы топливных составов, идентификационный

номер ТВС и др. Второй источник данных – это топливный архив комплекса ГЕФЕСТ-800, на основе которого в базе данных формируется информация о состояниях выгоревших сборок.

Интерфейс пользователя

Для комфортной и быстрой работы в программе создан интерфейс пользователя, позволяющий составлять на интерактивных схемах расчетных моделей различные загрузки, запускать их на счет и отображать результаты расчета.

На рис. 1 изображена картограмма реактора БН-800. На рис.2 изображено распределение поля нейтронов на свежей загрузке реактора БН-800.

В программе реализованы инструмента поиска и выбора ТВС по различным условиям и возможность отображения графиков различных величин выбранного диапазона ячеек. Двойным щелчком на ячейке в картограмме можно получить основную информацию о выбранной ТВС.

Картограмму всех объектов можно сформировать либо при помощи загрузки текстового файла, с указанием в нем ячейки объекта и номера ТВС в нем, либо при помощи интерфейса пользователя, перетаскивая сборки из базы данных на ячейку объекта. Расчет сформированного состояния начнется после нажатия кнопки «Пуск» во вкладке ММК.

На рис.3 показано окно программы с детализацией данных по ТВС. На рис.4 показаны схемы некоторых объектов, нейтронно-физические характеристики которых программа позволяет рассчитать.

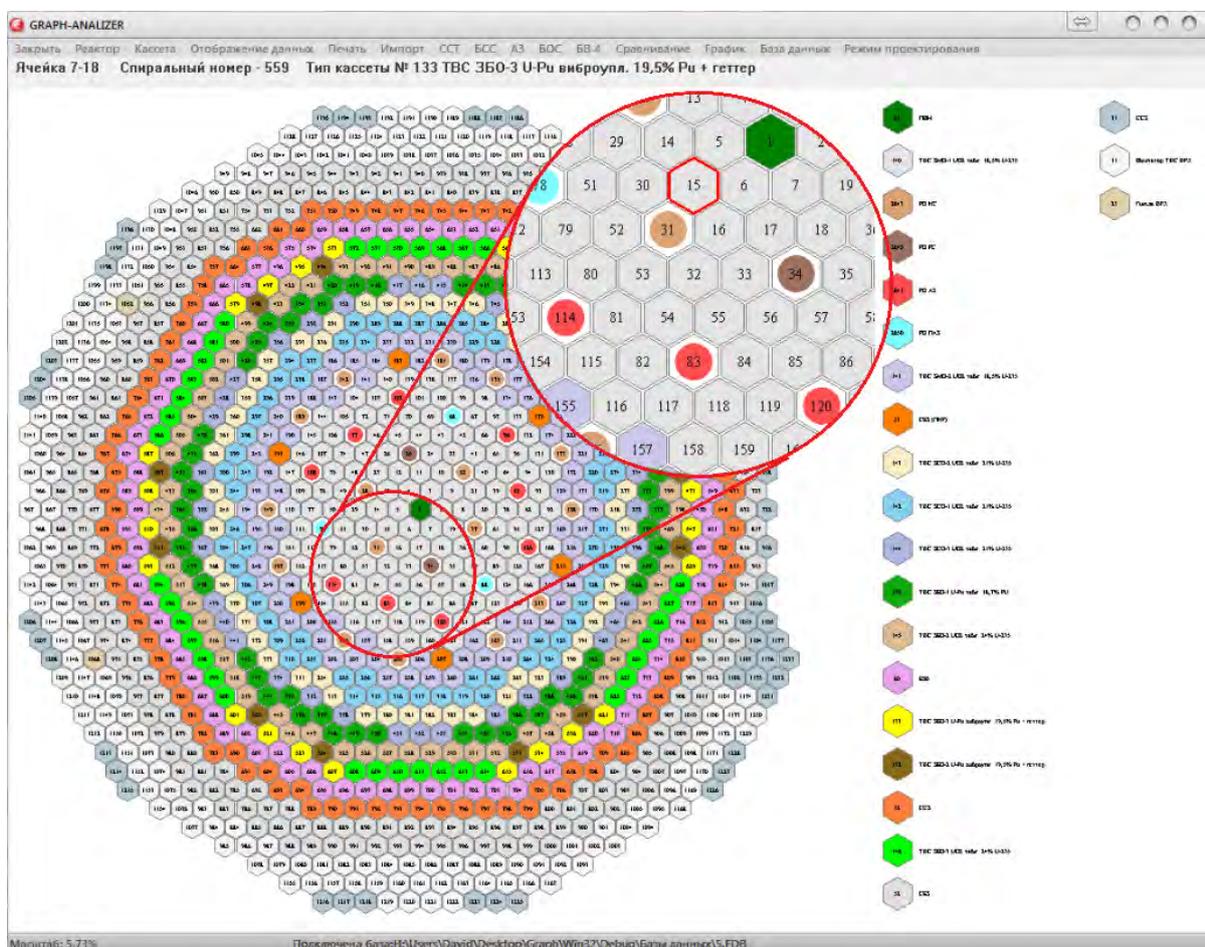


Рис. 1. Схема активной зоны реактора БН-800

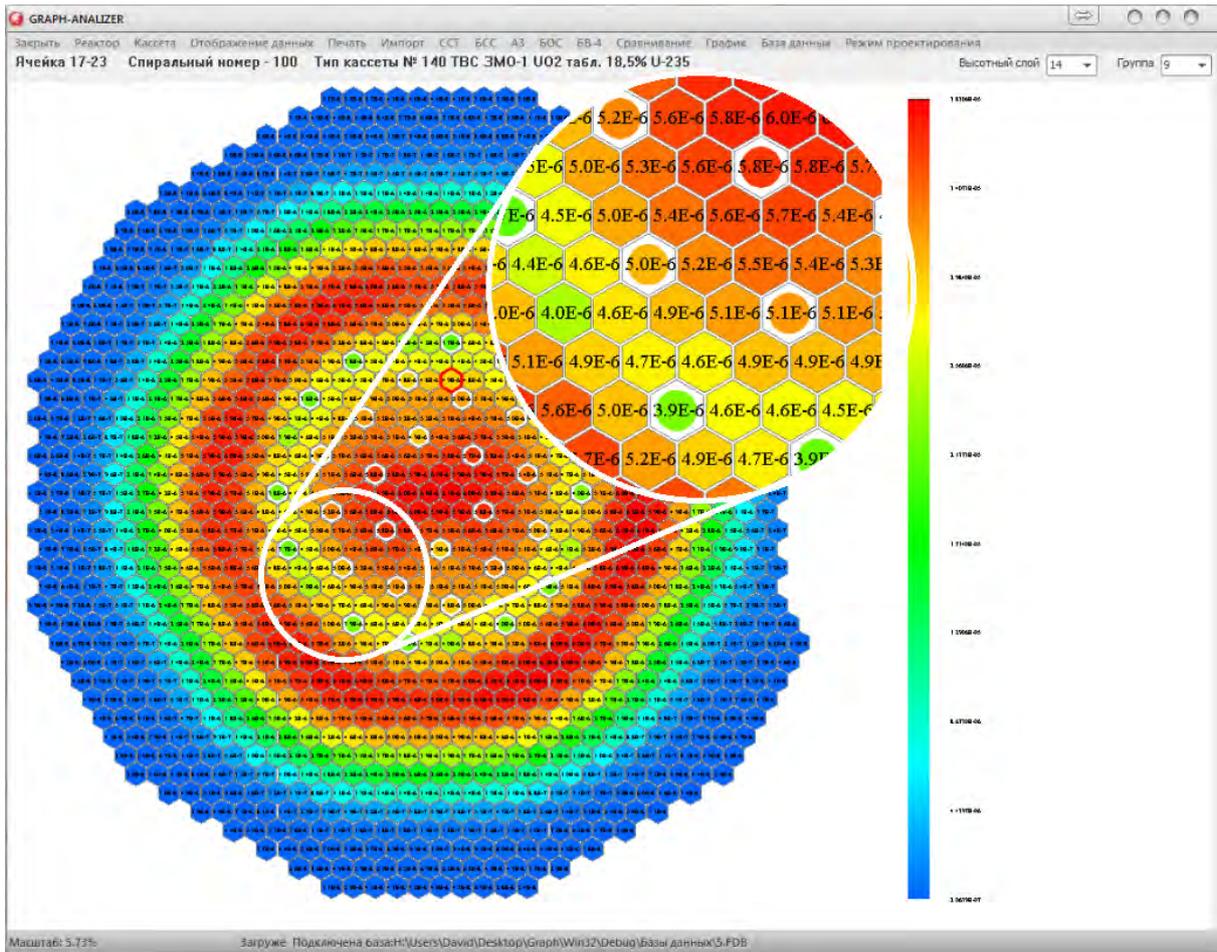


Рис. 2. Распределение поля нейтронов реактора БН-800 на свежей загрузке

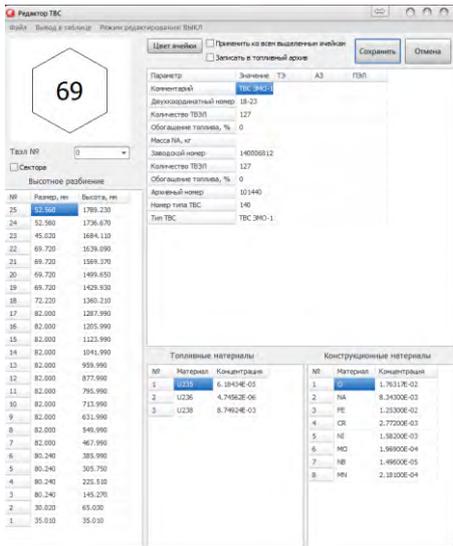


Рис. 3. Информация по ТВС

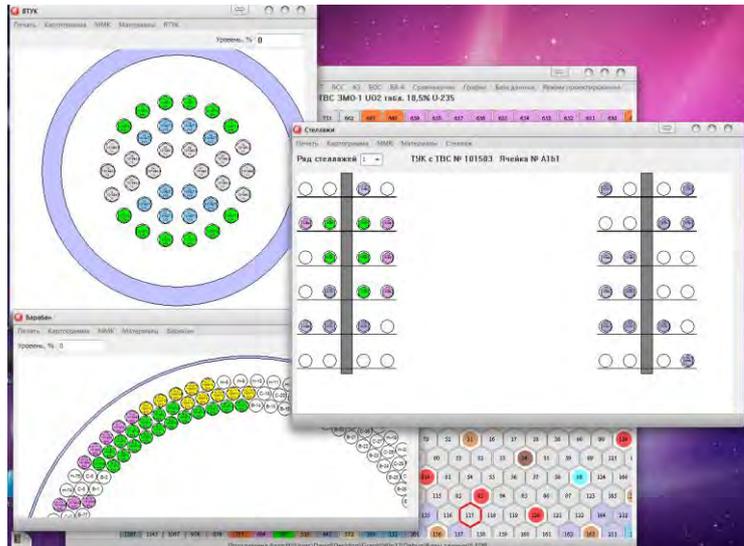


Рис. 4. Схемы расчетных моделей

Заключение

В рамках работы по созданию эксплуатационного комплекса для реактора БН-800, создана программа, входящая в состав комплекса ГЕФЕСТ-800, позволяющая полностью автоматизировать процесс проведения нейтронно-физических расчетов методом Монте-Карло активной зоны реактора БН-800 и других объектов с ядерным топливом на Белоярской АЭС, хранить историю проведенных расчетов различных состояний этих объектов, а также обеспечить инструментами визуализации и анализа полученных результатов.

На данный момент программа стоит в опытной эксплуатации на Белоярской АЭС.

Литература

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 ММККЕНО 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.

Влияние числа Фруда на кластеризацию частиц в турбулентной среде

Бекетов А.И., аспирант 3 года МФТИ

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

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].

Кластеризация может стать причиной увеличения скорости коагуляции за счет возрастания ядер столкновения, а также приводить к изменению скорости седиментации частиц [2], [3], [4], [5], [6]. Соответственно, неучет кластеризации может привести к занижению расчетных значений при моделировании таких процессов, как коагуляция и седиментация, происходящих в природе и технике. Правильный учет этих процессов важен, например, при моделировании эволюции аэрозольных радиоактивных частиц, появляющихся при аварии на АЭС [5].

Цель данной работы – оценить влияние числа Фруда на кластеризацию частиц в турбулентной среде. В данной работе было проведено сравнение результатов моделирования с помощью представленной модели с результатами DNS-моделирования при числах Фруда, равных 0,15 и 1,18.

2. Описание модели

Используемая модель в данной работе основывается на статистическом подходе, разработанном в [3], и развитом в работах [7], [8]. 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_L^p [5].

Согласно работам [3], [7], [8] в статистически стационарном гомогенном изотропном турбулентном поле жидкости структурные функции скоростей (СФС) и радиальная функция распределения (РФР) стационарных аэрозольных частиц описываются уравнениям (1)-(3):

$$\frac{1}{\bar{r}^2} \frac{d(\bar{r}^2 \bar{S}_{p \parallel})}{d\bar{r}} - \frac{2\bar{S}_{p \parallel}}{\bar{r}} + (\bar{S}_{p \parallel} + g_\sigma \bar{\Sigma}_{\parallel}) \frac{d \ln \Gamma}{d\bar{r}} = 0 \quad (1)$$

$$\begin{aligned} & \text{St}^2 \left\{ \frac{1}{\bar{r}^2 \Gamma} \frac{d}{d\bar{r}} \left[\bar{r}^2 \Gamma (\bar{S}_{p \parallel} + g_\sigma \bar{\Sigma}_{\parallel}) \frac{d\bar{S}_{p \parallel}}{d\bar{r}} \right] - \frac{4}{3\bar{r}} \left[(\bar{S}_{p \parallel} + g_\sigma \bar{\Sigma}_{\parallel}) \frac{d\bar{S}_{p \parallel}}{d\bar{r}} + \right. \right. \\ & \left. \left. + \frac{2}{\bar{r}} (\bar{S}_{p \parallel} + g_\sigma \bar{\Sigma}_{\parallel} + g_\omega \bar{\Omega}_{\parallel}) (\bar{S}_{p \parallel} - \bar{S}_{p \parallel}) \right] \right\} + \text{St}^2 f_{\sigma 1} \left\{ \frac{1}{\bar{r}^2} \frac{d}{d\bar{r}} \left[\bar{r}^2 (\bar{S}_{p \parallel} + g_\sigma \bar{\Sigma}_{\parallel}) \frac{d\bar{\Sigma}_{\parallel}}{d\bar{r}} \right] - \right. \\ & \left. - \frac{4}{3\bar{r}} \left[(\bar{S}_{p \parallel} + g_\sigma \bar{\Sigma}_{\parallel}) \frac{d\bar{\Sigma}_{\parallel}}{d\bar{r}} + \frac{2}{\bar{r}} (\bar{S}_{p \parallel} + g_\sigma \bar{\Sigma}_{\parallel} + g_\omega \bar{\Omega}_{\parallel}) (\bar{\Sigma}_{\parallel} - \bar{\Sigma}_{\parallel}) \right] \right\} - \\ & - \frac{4\text{St}^2 f_{\omega 1}}{3\bar{r}} \left[(\bar{S}_{p \parallel} + g_\sigma \bar{\Sigma}_{\parallel}) \frac{d\bar{\Omega}_{\parallel}}{d\bar{r}} - \frac{2}{\bar{r}} (\bar{S}_{p \parallel} + g_\sigma \bar{\Sigma}_{\parallel} + g_\omega \bar{\Omega}_{\parallel}) \bar{\Omega}_{\parallel} \right] + 2(f_\sigma \bar{\Sigma}_{\parallel} - \bar{S}_{p \parallel}) = 0, \quad (2) \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
& \frac{\text{St}^2}{3\bar{r}^4\Gamma} \left\{ \frac{d}{d\bar{r}} \left[\bar{r}^4 \Gamma (\bar{S}_{p\parallel} + g_\sigma \bar{\Sigma}_{\parallel}) \frac{d\bar{S}_{p\,nm}}{d\bar{r}} \right] + 2 \frac{d}{d\bar{r}} \left[\bar{r}^3 \Gamma (\bar{S}_{p\,nm} + g_\sigma \bar{\Sigma}_{nm} + g_\omega \bar{\Omega}_{nm}) (\bar{S}_{p\parallel} - \bar{S}_{p\,nn}) \right] \right\} + \\
& + \frac{\text{St}^2 f_{\sigma 1}}{3\bar{r}^4} \left\{ \frac{d}{d\bar{r}} \left(\bar{r}^4 (\bar{S}_{p\parallel} + g_\sigma \bar{\Sigma}_{\parallel}) \frac{d\bar{\Sigma}_{nm}}{d\bar{r}} \right) + 2 \frac{d}{d\bar{r}} \left[\bar{r}^3 (\bar{S}_{p\,nm} + g_\sigma \bar{\Sigma}_{nm} + g_\omega \bar{\Omega}_{nm}) (\bar{\Sigma}_{\parallel} - \bar{\Sigma}_{nm}) \right] \right\} \\
& + \frac{\text{St}^2 f_{\omega 1}}{3\bar{r}^4} \left\{ \frac{d}{d\bar{r}} \left(\bar{r}^4 (\bar{S}_{p\parallel} + g_\sigma \bar{\Sigma}_{\parallel}) \frac{d\bar{\Omega}_{nm}}{d\bar{r}} \right) - 2 \frac{d}{d\bar{r}} \left[\bar{r}^3 (\bar{S}_{p\,nn} + g_\sigma \bar{\Sigma}_{nn} + g_\omega \bar{\Omega}_{nn}) \bar{\Omega}_{nm} \right] \right\} + \\
& + 2(f_\sigma \bar{\Sigma}_{nm} + f_\omega \bar{\Omega}_{nm} - \bar{S}_{p\,nm}) = 0. \tag{3}
\end{aligned}$$

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

$$\begin{aligned}
f_\zeta &= \frac{2\Omega_\zeta + z^2}{2\Omega_\zeta + 2\Omega_\zeta^2 + z^2}, \\
g_\zeta &= \frac{2\Omega_\zeta + z^2 - \Omega_\zeta z^2}{\Omega_\zeta (2\Omega_\zeta + 2\Omega_\zeta^2 + z^2)}, \\
f_{\zeta 1} &= \frac{(2\Omega_\zeta + z^2)^2 - 2\Omega_\zeta^2 z^2}{(2\Omega_\zeta + 2\Omega_\zeta^2 + z^2)^2}, \tag{4}
\end{aligned}$$

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

Предполагаем, что граничные условия для уравнений (1)–(3) задаются в виде ([3], [7], [8]):

$$\frac{d\bar{S}_{p\parallel}}{d\bar{r}} = \frac{d\bar{S}_{p\,nm}}{d\bar{r}} = 0 \text{ при } \bar{r} = \bar{d}, \tag{5}$$

$$\frac{d\bar{S}_{p\parallel}}{d\bar{r}} = \frac{d\bar{S}_{p\,nm}}{d\bar{r}} = 0, \Gamma = 1 \text{ при } \bar{r} \rightarrow \infty, \tag{6}$$

где $\bar{d} \equiv d_p / \eta$ - 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_ζ и τ_ζ на T_ζ^p и τ_ζ^p [5].

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

$$\bar{T}_\zeta^p = \bar{T}_{Lr}^p \left[1 - \exp \left(- \left(\frac{A_2}{A_\zeta} \right)^{3/2} \bar{r} \right) \right]^{-2/3} * \left(\frac{\bar{r}^4}{\bar{r}^4 + (\bar{T}_L / A_2)^6} \right)^{1/6}, \tag{7}$$

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

$$\bar{T}_{Lr}^p = \frac{\bar{T}_{Lr\parallel}^p + 2\bar{T}_{Lr\,nm}^p}{3} = \frac{\bar{T}_{Lr}}{3} \left[\frac{1}{(1 + \beta_r^2 \gamma^2)^{1/2}} + \frac{2}{(1 + 4\beta_r^2 \gamma^2)^{1/2}} \right] \tag{8}$$

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

Тэйлоровскому микромасштабу). Значение параметра турбулентности $\beta_r = \frac{T_{Lr} u'}{L_r} = \frac{\text{Re}_\lambda^{1/2} \bar{T}_{Lr}}{15^{1/4} \bar{L}_r}$, где

$$\bar{L}_r = \int_0^{\bar{r}} F(\bar{r}) d\bar{r} = \int_0^{\bar{r}} \left[1 - \frac{S_{II}(\bar{r})}{2u'^2} \right] d\bar{r} = \int_0^{\bar{r}} \left\{ 1 - \left[1 - \exp\left(-\frac{\bar{r}}{(15C)^{3/4}} \right) \right]^{4/3} \left(\frac{15^3 \bar{r}^4}{15^3 \bar{r}^4 + (2\text{Re}_\lambda/C)} \right)^{1/6} \right\} d\bar{r}. \quad (9)$$

В данной работе будем использовать параметр турбулентности $\beta_r = \sqrt{0,45}$ [9].

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) [5].

Также в данной работе используется следующее определение числа Фруда (например, Ves et al. (2014) [10]):

$$Fr = \frac{\varepsilon^{3/4}}{g v^{1/4}}, \quad (10)$$

Где ν - кинематическая вязкость, ε - скорость диссипации энергии.

Число Фруда характеризует отношение сил, связанных с вовлечением частиц в турбулентное движение, к силе тяжести. При числе Фруда больше 1, силы, связанные с вовлечением частиц в турбулентное движение, преобладают над силой тяжести. При числе Фруда меньше 1, сила тяжести преобладает над силами, связанными с вовлечением частиц в турбулентное движение.

3. Сравнение расчетных результатов с DNS

Было выполнено сравнение расчетных результатов по модели (1)-(3) с результатами прямого численного моделирования (DNS), представленных в работе [11] и [6] для разных чисел Фруда ($Fr = 0,15$ и $Fr = 1,18$ соответственно). Моделирование было выполнено при начальных условиях, описанных в [11] и [6]. Сравнение расчетных результатов и DNS [11] и [6] показано на Рисунке 1.

Согласно Рисунку 1, наиболее близкое совпадение расчетных результатов с DNS наблюдается при числе Фруда $Fr = 1,18$ (работа Onishi 2009 [6]), где влияние силы тяжести на кластеризацию частиц менее значительно, чем при числе Фруда $Fr = 0,15$ (работа Woittiez et al. 2009 [11]), где влияние силы тяжести на кластеризацию частиц более существенно.

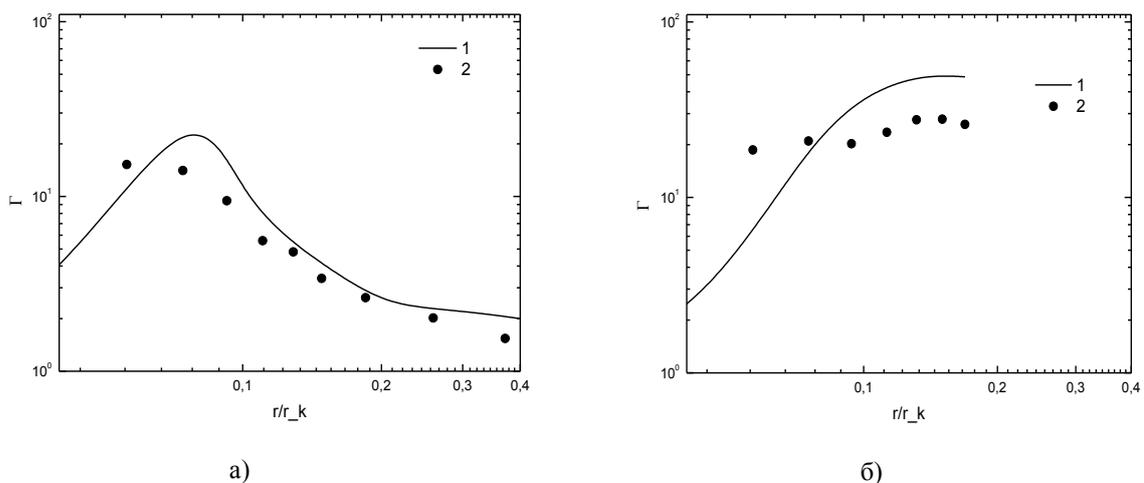


Рис. 1. Зависимость Радиальной функции распределения (РФР) от расстояния между частицами, обезразмеренного по колмогоровскому радиусу, при различных значениях числа Фруда: а) число Фруда $Fr = 1,18$ (работа Onishi 2009 [6]); б) число Фруда $Fr = 0,15$ (работа Woittiez et al. 2009 [11]); 1 – расчетные результаты; 2 – DNS

4. Заключение

В данной работе проведена оценка влияния числа Фруда на кластеризацию частиц в турбулентной среде. Расчетные результаты, полученные по представленной модели, сравнены с известными данными DNS моделирования: Woittiez et al. 2009 [11], (число Фруда $Fr = 0,15$), Onishi 2009 [6] (число Фруда $Fr = 1,18$). Наиболее близкое совпадение расчетных результатов наблюдается с DNS из работы Onishi 2009, где влияние силы тяжести на кластеризацию частиц менее значительно, чем в работе Woittiez et al. 2009.

Таким образом, при числах Фруда, превышающих 1, т.е. когда влияние силы тяжести незначительно, возможно применять для оценки величины кластеризации результаты, полученные для однородного изотропного турбулентного поля жидкости, при моделировании процесса кластеризации частиц, происходящего под влиянием силы тяжести. Точное определение порогового числа Фруда затруднительно, т.к. недостаточно данных DNS при различных числах Фруда для сравнения с расчетными результатами.

Литература

1. Зайчик Л. И., Алипченков В. М. Статистические модели движения частиц в турбулентной жидкости. М.: ФИЗМАТЛИТ, 2007.
2. 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. А.И. Бекетов. Моделирование кластеризации монодисперсных частиц в гомогенной турбулентности при учете силы гравитации. Препринт ИБРАЭ № ИБРАЭ-2014-02 (Сборник трудов XV научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН), 2014, с. 30-33.
6. Onishi, Ryo, Takahashi, Keiko, Komori, Satoru (2009). Influence of Gravity on Collisions of Monodispersed Droplets in Homogeneous Isotropic Turbulence. *Physics of Fluids*. 21. 125108.
7. 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.
8. 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.
9. 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.
10. J. Bec, H. Homann, And S. S. Ray, Gravity-Driven Enhancement Of Heavy Particle Clustering In Turbulent Flow, *Phys. Rev. Lett.* (8 May 2014) 112, 184501.
11. E.J.P. Woittiez, H.J.J. Jonker, and L.M. Portela, On the combined effects of turbulence and gravity on droplet collisions in clouds: A numerical study, *J. Atmos. Sci.* (2009), Vol. 66, pp. 1926–43.

Разработка нодального S_N метода в рамках расчетного кода CORNER

Березнев В.П., инженер 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

Расчетный код CORNER основан на S_N методе и предназначен для прецизионных детерминистических нейтронно-физических расчетов РУ БР в трехмерной гексагональной (HEX-Z) геометрии. Для аппроксимации пространственной зависимости ранее были реализованы схемы WDD семейства – шаговая, алмазная, адаптивная. При решении задач с грубой пространственной сеткой качество этих схем низкое – шаговая схема имеет лишь первый порядок точности, а алмазная схема в силу немонотонности приводит к появлению нефизических осцилляций в решении. Проблема немонотонности была частично решена разработкой и реализацией DTW-схемы [1], но порядок ее точности не превышает второй.

Таким образом, для повышения точности решения в задачах расчета активной зоны и радиационной защиты РУ БР в рамках кода CORNER разрабатывается нодальный S_N метод повышенного порядка точности. В одномерном случае было показано, что линейный нодальный S_N метод имеет четвертый порядок точности.

2. Нодальный S_N метод в HEX геометрии

Рассматриваем двумерное уравнение переноса нейтронов. После дискретизации энергетической и угловой переменных имеем:

$$\mu_m \frac{\partial \Phi_m^g(x, y)}{\partial x} + \eta_m \frac{\partial \Phi_m^g(x, y)}{\partial y} + \Sigma^g(x, y) \Phi_m^g(x, y) = Q_m^g(x, y). \quad (1)$$

Далее индексы g и m по возможности будем опускать.

Пространственная сетка является регулярной и представляет собой совокупность гексагональных ячеек с «размером под ключ» Δx . Рассмотрим ячейку

$$D = \left\{ \left[-\frac{\Delta x}{2}, \frac{\Delta x}{2} \right] \times [-y_b(x), y_b(x)] \right\}, \quad y_b(x) = \frac{\Delta x - |x|}{\sqrt{3}}.$$

Уравнение (1) сводится к одномерному интегрированию по $y \in [y_b(x), y_b(x)]$:

$$\mu_x \frac{d}{dx} y_b(x) \Phi(x) + \Sigma_t y_b(x) \Phi(x) = y_b(x) Q(x) - L(x), \quad (2)$$

где $L(x)$ – утечка нейтронов через боковые грани [2]

$$L(x) = \begin{cases} L_+(x) = \frac{\mu_u \Phi_{u+}(x) - \mu_v \Phi_{v+}(x)}{\sqrt{3}}, & x > 0 \\ L_-(x) = \frac{\mu_v \Phi_{v+}(x) - \mu_u \Phi_{u-}(x)}{\sqrt{3}}, & x < 0 \end{cases}, \quad (3)$$

$$\mu_x = \mu, \quad \mu_u = \frac{1}{2} \mu + \frac{\sqrt{3}}{2} \eta, \quad \mu_v = -\frac{1}{2} \mu + \frac{\sqrt{3}}{2} \eta.$$

Пусть $\mu > 0$. Решаем задачу Коши:

$$\begin{cases} \mu_x \frac{d}{dx} y_b(x) \Phi(x) + \Sigma_t y_b(x) \Phi(x) = y_b(x) Q(x) - L(x) \\ \Phi\left(-\frac{\Delta x}{2}\right) = \Phi_{x^-}^{in} \end{cases},$$

$$y_b(x) \Phi(x) = \frac{\Delta x}{2\sqrt{3}} \Phi_{x^-}^{in} + \frac{1}{\mu_x} \int_{-\frac{\Delta x}{2}}^x [y_b(t) Q(t) - L(t)] \exp\left\{-\frac{\Sigma_t}{\mu_x}(x-t)\right\} dt. \quad (4)$$

Пространственную зависимость потока нейтронов и источника представим в виде полиномиального разложения:

$$\Phi(x) = \sum_{i=0}^I \Phi_i^x h_i(x), \quad Q(x) = \sum_{i=0}^I Q_i^x h_i(x),$$

$$h(x) = \{1, x\}, \quad \int_{-\frac{\Delta x}{2}}^{\frac{\Delta x}{2}} y_b(x) h_i(x) h_j(x) dx = \delta_{ij} D_i.$$

Подставляем разложения в выражение (4) и находим поток на выходящей грани:

$$\begin{aligned} \Phi_{x^+}^{out} = & \Phi_{x^-}^{in} \exp\left(-\frac{\Sigma_t \Delta x}{\mu_x}\right) - \frac{2\sqrt{3}}{\mu_x \Delta x} \int_0^{\frac{\Delta x}{2}} \exp\left\{-\frac{\Sigma_t}{\mu_x}\left(\frac{\Delta x}{2} - x\right)\right\} dx L_+^x - \frac{2\sqrt{3}}{\mu_x \Delta x} \int_0^{\frac{\Delta x}{2}} \exp\left\{-\frac{\Sigma_t}{\mu_x}\left(\frac{\Delta x}{2} + x\right)\right\} dx L_-^x + \\ & + \frac{2}{\mu_x \Delta x} \sum_{i=0}^I \left[\int_0^{\frac{\Delta x}{2}} (\Delta x - x) \exp\left\{-\frac{\Sigma_t}{\mu_x}\left(\frac{\Delta x}{2} + x\right)\right\} h_i(-x) dx + \int_0^{\frac{\Delta x}{2}} (\Delta x - x) \exp\left\{-\frac{\Sigma_t}{\mu_x}\left(\frac{\Delta x}{2} - x\right)\right\} h_i(x) dx \right] Q_i^x. \end{aligned}$$

Моменты потока нейтронов могут быть найдены с помощью метода взвешенной невязки:

$$\begin{aligned} \Phi_i^x = & \frac{1}{2\sqrt{3}D_i} \int_{-\frac{\Delta x}{2}}^{\frac{\Delta x}{2}} h_i(x) \exp\left\{-\frac{\Sigma_t}{\mu_x}\left(\frac{\Delta x}{2} + x\right)\right\} dx \Phi_{x^-}^{in} - \frac{1}{D_i} \frac{\Delta x}{\mu_x} \int_0^{\frac{\Delta x}{2}} h_i(x) dx \int_0^x \exp\left\{-\frac{\Sigma_t}{\mu_x}(x-t)\right\} dt L_+^x - \\ & - \frac{1}{D_i} \frac{\Delta x}{\mu_x} \left[\int_0^{\frac{\Delta x}{2}} h_i(x) dx \int_0^{\frac{\Delta x}{2}} \exp\left\{-\frac{\Sigma_t}{\mu_x}(t+x)\right\} dt + \int_0^{\frac{\Delta x}{2}} h_i(-x) dx \int_x^{\frac{\Delta x}{2}} \exp\left\{-\frac{\Sigma_t}{\mu_x}(t-x)\right\} dt \right] L_-^x + \\ & + \frac{1}{\sqrt{3}D_i} \sum_{j=0}^I \frac{\Delta x}{\mu_x} \left[\int_0^{\frac{\Delta x}{2}} h_i(x) dx \int_0^{\frac{\Delta x}{2}} (\Delta x - t) \exp\left\{-\frac{\Sigma_t}{\mu_x}(t+x)\right\} h_j(-t) dt + \right. \\ & \left. + \int_0^{\frac{\Delta x}{2}} h_i(-x) dx \int_x^{\frac{\Delta x}{2}} (\Delta x - t) \exp\left\{-\frac{\Sigma_t}{\mu_x}(t-x)\right\} h_j(-t) dt + \int_0^{\frac{\Delta x}{2}} h_i(x) dx \int_0^x (\Delta x - t) \exp\left\{-\frac{\Sigma_t}{\mu_x}(x-t)\right\} h_j(t) dt \right]. \end{aligned}$$

Ограничившись линейным приближением в разложении функций $\Phi(s)$ и $Q(s)$, $s = \{x, u, v\}$ и принимая во внимание равенства $\Phi_0^s = \bar{\Phi}$ и $Q_0^s = \bar{Q}$, имеем систему линейных алгебраических уравнений относительно $(\bar{\Phi}, \Phi_{x^+}^{out}, \Phi_{u^+}^{out}, \Phi_{v^+}^{out})$:

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{2}{3} \frac{\mu_x}{\Delta x} (\bar{\Phi}_{x+} - \bar{\Phi}_{x-}) + \frac{2}{3} \frac{\mu_u}{\Delta x} (\bar{\Phi}_{u+} - \bar{\Phi}_{u-}) + \frac{2}{3} \frac{\mu_v}{\Delta x} (\bar{\Phi}_{v+} - \bar{\Phi}_{v-}) + \Sigma_t \bar{\Phi} = \bar{Q} \\ \bar{\Phi}_{x+} = \bar{\Phi}_{x-} e^{-\varepsilon_x} + F_0^x \bar{Q} + F_1^x Q_1^x - F_{L_+}^x \frac{\mu_u \bar{\Phi}_{u+} - \mu_v \bar{\Phi}_{v+}}{\sqrt{3}} - F_{L_+}^x \frac{\mu_v \bar{\Phi}_{v+} - \mu_u \bar{\Phi}_{u-}}{\sqrt{3}} \\ \bar{\Phi}_{u+} = \bar{\Phi}_{u-} e^{-\varepsilon_u} + F_0^u \bar{Q} + F_1^u Q_1^u - F_{L_+}^u \frac{\mu_v \bar{\Phi}_{v+} + \mu_x \bar{\Phi}_{x+}}{\sqrt{3}} - F_{L_+}^u \frac{-\mu_x \bar{\Phi}_{x-} - \mu_v \bar{\Phi}_{v-}}{\sqrt{3}} \\ \bar{\Phi}_{v+} = \bar{\Phi}_{v-} e^{-\varepsilon_v} + F_0^v \bar{Q} + F_1^v Q_1^v - F_{L_+}^v \frac{\mu_u \bar{\Phi}_{u+} - \mu_x \bar{\Phi}_{x-}}{\sqrt{3}} - F_{L_+}^v \frac{\mu_x \bar{\Phi}_{x+} - \mu_u \bar{\Phi}_{u-}}{\sqrt{3}} \end{array} \right. \quad (5)$$

Первые моменты источника находятся следующим образом:

$$Q_1^s = \sum_{g'=1}^G \left(\Sigma_s^{g' \rightarrow g} + \frac{\chi_g}{K_{eff}} \nu \Sigma_f^{g'} \right) \sum_m \Phi_{m,1}^{g,s}. \quad (6)$$

3. Сравнительный расчет тестовой задачи

Для расчета выбран 2-D KNK-II бенчмарк. Это четырехгрупповая условно-критическая задача. Двумерная модель представляет собой центральный высотный слой активной зоны реактора на быстрых нейтронах KNK-II [3]. Как изображено на рисунке 1, расчетная модель состоит из 8 рядов гомогенных гексагональных сборок. Общее количество сборок равно 169. Размер «под ключ» составляет 12.99 см. На внешней границе активной зоны заданы вакуумные граничные условия.

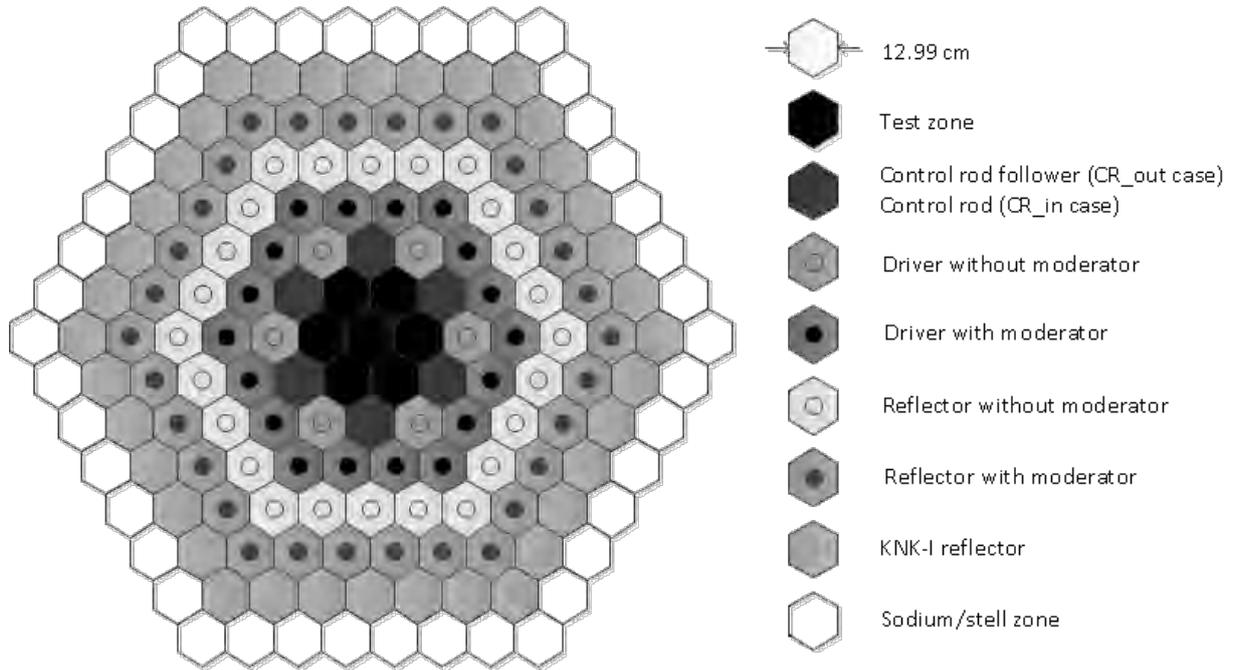


Рис. 1. Картограмма модели активной зоны реактора KNK-II

Проведены две серии расчетов, соответствующих наличию (CR_in) и отсутствию (CR_out) стержней СУЗ в активной зоне. Точность сходимости по K_{eff} составляла 10^{-6} . В качестве эталонного результата выбран расчет по программе TWOHEX-96Δ [4] (в основе линейно-характеристический нодальный метод, 96 треугольных ячеек на 1 гексагональную). Также приводятся результаты, полученные по следующим расчетным кодам:

- MOCUM [4] (в основе метод характеристик на неструктурированных сетках);
- SPANDOM [5] (нодальный S_N метод проекции источника);

Таблица 1. Результаты расчета K_{eff}

Расчетный код	CR_in		CR_out	
	K_{eff}	$\Delta K\%$	K_{eff}	$\Delta K\%$
MOCUM	1.00931	-0.01	1.30866	-0.06
SPANDOM	1.01055	0.11	1.30833	-0.09
CORNER (алмазная схема)	0.99691	-1.25	1.30620	-0.25
CORNER (нодальная схема)	1.01009	0.07	1.30998	0.04
TWOHEX-96Δ	1.00941	-	1.30945	-

Количество расчетных точек, при которых получены указанные выше результаты: SPANDOM, CORNER – 169 расчетных точек, TWOHEX-96Δ – 16224 расчетных точек, MOCUM – 90804 расчетных точек. Отклонение результатов, полученных с помощью кода CORNER с использованием алмазной схемы, обусловлено грубой сеткой. Результаты расчета по коду CORNER с использованием нодальной схемы находятся в хорошем согласии (отклонение не превышает 0.1% ΔK) с другими результатами.

4. Заключение

В результате работы был разработан и реализован нодальный S_N метод для нейтронно-физического кода CORNER. Этот метод лишен недостатков «алмазной» схемы и обладает повышенным порядком точности.

Литература

1. G. Sjoden, A. Haghghat, "PENTRAN – A 3-D Cartesian parallel SN code with angular, energy, and spatial decomposition," in Proc. Joint Int. Conf. on Mathematical Methods and Supercomputing for Nuclear Applications, vol. 1, Saratoga Springs, NY, 1997.
2. H. Ikeda, T. Takeda, "A new nodal SN transport method for three-dimensional hexagonal geometry," in Journal of Nuclear Science and Technology, 31, pp. 497-509, 1994.
3. H. Ikeda, T. Takeda, "3-D Neutron Transport Benchmarks," Department of Nuclear Engineering Osaka University, Japan, NEACRP L-330, 1991.
4. X. Yang, N. Satvat, "MOCUM: A two-dimensional method of characteristics code based on constructive solid geometry and unstructured meshing for general geometries," Annals of Nuclear Energy, 46, pp. 20-28, 2012.
5. Tae Hyeong, Nam Zin, "Source projection analytic nodal SN method for hexagonal geometry," Ann. Nucl. Energy, 23, pp. 133-143, 1996.

Апробация комплексного подхода к обоснованию безопасности ЯРОО с применением ОБОЯН

Блохин П.А., м.н.с. 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

По данным [1], в России существует более 2000 ядерно- и радиационно- опасных объектов (ЯРОО). Большинство из этих объектов были остановлены ещё в прошлом столетии, а системы защитных барьеров, которые препятствуют распространению радиоактивных веществ в окружающую среду, вырабатывают свой срок. Поэтому, в ближайшей перспективе актуальным является планирование выполнения работ по выводу таких объектов из эксплуатации (ВЭ). Как в мировой, так и в российской практике существует два основных варианта ВЭ: захоронение на месте и демонтаж. Выбор того или иного варианта предполагает проведение целого комплекса как практических, так и расчетных исследований по обоснованию и обеспечению экологической, радиационной и ядерной безопасности. Успешное проведение подобных исследований предполагает применение современных средств расчетного моделирования планируемых (ожидаемых) процессов и наличие объективной и достаточной информации о соответствующих объектах. Все это требует применение, в качестве наиболее приемлемого, комплексного подхода, обеспечивающего как формирование необходимой информационной среды для дальнейших расчетных процессов, с учетом вариантности их реализации, так и наличие адекватных средств расчетного моделирования.

В настоящей работе проиллюстрированы возможности применения создаваемого в этих целях программно-технического комплекса ОБОЯН (Обоснование Безопасности Объектов Ядерного Наследия) [2]. На примере хранилища твердых радиоактивных отходов (ХТО) АО «ОДЦ УГР», показано применение разработанного комплексного подхода к анализу радиационной и экологической безопасности в рамках реализации сценария «немедленный демонтаж», предполагающего, в первую очередь, удаление и контейнеризацию РАО, размещенных в объекте.

2. Комплексный подход к анализу и прогнозированию безопасности ЯРОО

Комплекс программно-технических средств ОБОЯН [3] состоит из двух основных компонент. Первая – комплекс аппаратно-технических средств КИРО-2015предназначенный для выполнения экспериментальных исследований, требуемых для получения полного набора исходных данных, необходимых для последующего расчетного моделирования. Вторая – программно-информационный комплекс ПРОН, который состоит из трех блоков: информационного, расчетного и сервисного. Информационный модуль содержит в структурированном виде систематизированные данные по объектам, входные файлы для моделирования и результаты расчетов. Сервисный модуль служит для обработки и отображения как входных, так и выходных данных. Расчетный блок включает в себя: модуль моделирования миграции радионуклидов в различных средах (грунт, вода, воздух), модуль расчета внешних радиационных полей и модуль оценки радиационных рисков.

Суть комплексного подхода при проведении анализа и прогнозирования безопасности при выборе варианта ВЭ заключается в создании единой информационной среды для оценки радиационных рисков для человека на основании всей совокупности результатов выполненных исследований – как расчетных, так и экспериментальных. На рис.1 приведена общая схема проведения анализа экологической, радиационной и ядерной безопасности, с применением ОБОЯН. После постановки задачи и сбора первичной (справочной) информации по объекту исследования и оценки их достоверности экспертами, формируется перечень практических задач для проведения специального комплексного инженерно-радиационного обследования, целью которого является получение актуального состояния инженерных барьеров безопасности, источника излучения и пр. Полученные исходные данные по объекту

сохраняются в информационной системе и используются для расчетного моделирования. Далее для разработанного варианта ВЭ проводятся расчетные оценки дозовых нагрузок на персонал и/или население и соответствующих радиационных рисков. Полученные результаты расчетов служат основой для оценки безопасности.

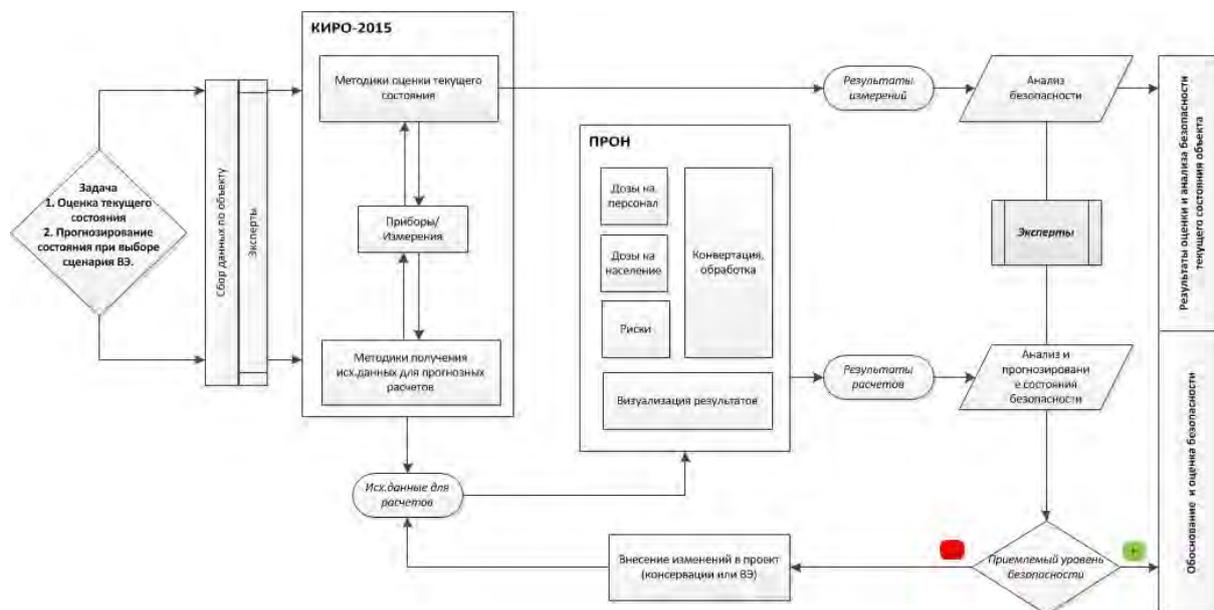


Рис.1. Общая схема комплексного подхода по анализу и прогнозированию безопасности ЯРОО

Модельным объектом для отработки применения разрабатываемого подхода выбран объект - ХТО. Хранилище создавалось как пункт захоронения (при нормативных требованиях тех лет) и эксплуатировалось с 1961 по 1965 гг., а в последующем над его покрытием был создан защитный слой толщиной 1,5-2 м. Поскольку решение по дальнейшей судьбе ХТО до сих пор не определено, необходимо рассмотреть два альтернативных сценария ВЭ (захоронение на месте и немедленный демонтаж).

Исходной информации об объекте недостаточно для проведения расчетных исследований и прогнозирования безопасности. Поэтому, в течение прошлого года, были проведены практические работы на объекте силами специалистов АО «ОДЦ УТР» и ИБРАЭ РАН, с применением оборудования комплекса КИРО-2015. В результате проделанной работы была актуализирована информация о состоянии инженерных барьеров, удельной активности РАО и пр.

Были проведены расчеты миграции радионуклидов во вмещающей среде, и оценены дозовые нагрузки на население. В итоге обоснована возможность локализации РАО в месте их размещения, при условии сооружении дополнительных инженерных барьеров безопасности, так как дозовые нагрузки на население на всем протяжении периода потенциальной опасности не превышают 10 мкЗв/год.

3. Сценарий немедленного удаления РАО из хранилища

Для второго сценария ВЭ рассчитаны дозовые нагрузки на персонал. Разработана трехмерная САПР-модель объекта (рис.2), сценарий демонтажа инженерных конструкций и удаления РАО из хранилища.

Изначальный состав РАО был известен приблизительно, поэтому, в ходе практических работ были отобраны образцы РАО, и измерена их удельная активность. Установлено, что основными дозообразующими радионуклидами являются ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{154}Eu .

Удаление РАО из хранилища предлагает поэтапный демонтаж с извлечением порций РАО и последующей их контейнеризацией. Эти операции можно осуществить при вскрытии крыши хранилища или одной из боковых стен. Так как ХТО заглублено, а стены состоят из монолитного железобетона, в качестве основного варианта демонтажа рассмотрен разбор верхнего перекрытия, состоящего из бетонных плит. Грунт с поверхности хранилища можно удалить сразу полностью, так как бетонные перекрытия надежно защищают от излучения и дополнительная защита не требуется. Для минимизации

дозовых нагрузок на персонал предлагается краном снимать по одной плите, затем экскаватором с грейферным ковшом извлекать РАО и размещать их в контейнеры. При этом основную дозу получит оператор экскаватора, выполняющий перегрузку РАО.

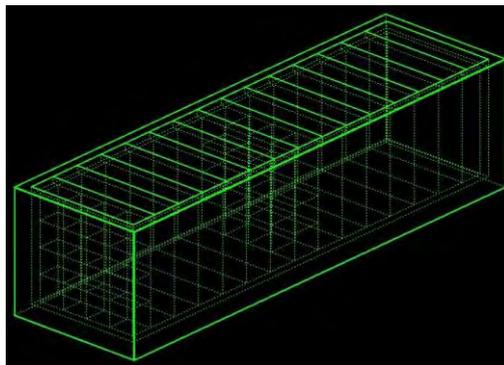


Рис.2. Изображение САПР-модели ХТО

Оценка дозовой нагрузки на персонал получена по результатам серии расчетов полей мощности эквивалентной дозы модулем МСС комплекса ПРОН. Расчетным ядром модуля является программа TDMCC [4]. Для оптимизации подготовки расчетных моделей в комплексе ОБОЯН предусмотрена система конверторов [5, 6]. Используя данные из справочного блока ОБОЯН, были заданы материалы инженерных конструкций и РАО, а также параметры источника излучения.

Время работы оператора экскаватора по извлечению РАО из-под одной плиты оценивалось равным 120 минут. При расположении оператора в непосредственной близости от источника (до 3 метров), доза на человека при выполнении всего комплекса работ оценивается величиной $\sim 2-5$ мЗв. Для оптимизации сценария работ учтено, что дозовая нагрузка существенно снизится, если оператор будет находиться не менее чем в 7 метрах от края хранилища, где интенсивность гамма-излучения существенно ниже. Существующая техника позволяет обеспечить этот сценарий. Далее приводятся результаты расчетов для сценария, в котором оператор находится в 7 метрах от края и на высоте двух метров над крышей хранилища.

На рис.3 приведены результаты расчетов МЭД на высоте двух метров над хранилищем, после того, как была удалена защитная плита. В рассматриваемом сценарии оператор экскаватора располагается на отметке 10 м.

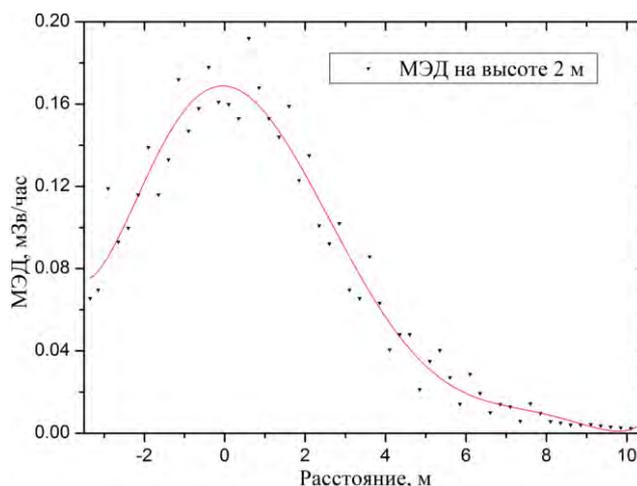


Рис.3. Распределение мощности дозы от расстояния от центра ХТО

При выполнении операции по извлечению РАО из-под одной плиты оператор экскаватора получит дозу облучения ~ 4 мкЗв, соответственно, при извлечении всего РАО из ПХ ~ 60 мкЗв. Полученное значение дозы является допустимым для персонала категорий А и Б. В целом, можно сделать вывод, что при данных условиях, с позиций радиационной защиты персонала от внешнего облучения реализация подобного сценария возможна.

4. Заключение

В разработанном комплексе ОБОЯН реализуется принцип комплексного подхода к обоснованию экологической, радиационной и ядерной безопасности ЯРОО. Единая информационная среда комплекса позволяет структурированно хранить необходимую информацию об объекте, а также использовать результаты практических исследований в качестве исходных данных для расчетных модулей. На примере ХТО показана эффективность комплексного подхода состоящего из практических, полевых измерений полученных с помощью комплекса КИРО-2105 и расчетных оценок выполненных в комплексе ПРОН. Расчетные возможности комплекса позволяют оценить значения дозовых нагрузок на персонал, реализующий сценарий по удалению РАО из хранилища.

В настоящей работе подробно рассмотрен один из вариантов применения комплекса, для оценки дозовой нагрузки на персонал при демонтаже объекта и удалении РАО. Разработан сценарий немедленного демонтажа строительных конструкций и удаления РАО. В результате установлено, что дозовые нагрузки на оператора экскаватора, не превышают нормативных требований.

Литература

1. Абрамов А.А., Дорофеев А.Н., Комаров Е.А., Кудрявцев Е.Г., Большов Л.А., Линге И.И., Абалкина И.Л., Бирюков Д.В., Ведерникова М.В., Хамаза А.А., Шарафутдинов Р.Б., Бочкарев В.В. К вопросу оценки объема ядерного наследия в атомной промышленности и на иных объектах мирного использования атомной энергии в России. ж. Ядерная и радиационная безопасность № 3(73)-2014, стр.1-11.
2. Блохин П.А. Разработка программно-технического комплекса ОБОЯН. Препринт ИБРАЭ РАН № ИВРАЕ-2014-02, 2014г. Сборник трудов XV научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН, стр. 38-41.
3. Блохин П.А., Крючков Д.В., Уткин С.С., Линге И.И. Программно-технический комплекс обоснования безопасности объектов ядерного наследия. «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики», третья международная научно-техническая конференция: доклады М.: ОАО «НИКИЭТ».2014. – Т.2. – стр. 251-258.
4. 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 2003 г., РФЯЦ ВНИИЭФ, Саров, стр. 33-34.
5. Блохин П.А., Ванеев Ю.Е. Модули расчета радиационных полей в составе программно-информационного комплекса ПРОН. Препринт ИБРАЭ РАН № ИВРАЕ-2013-03, 2013г., 39-42 стр.
6. Димитриев А.С., Ванеев Ю.Е. Автоматизированное формирование файла исходных данных в формате программы TDMCC. Препринт ИБРАЭ РАН № ИВРАЕ-2013-03, 2013г., стр. 81-84.

К вопросу о корректности использования табличных значений коэффициента распределения для прогноза миграции радионуклидов в водоемах

Болдырев К.А., Уткин С.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-35, эл. почта: kaboldyrev@gmail.com

1. Введение

Задача прогноза переноса радионуклидов в водных экосистемах является одной из наиболее актуальных в радиоэкологии в связи с высокими миграционными свойствами воды. В настоящее время в соответствующих моделях практически на безальтернативной основе используется так называемый коэффициент распределения, K_d [1]. При этом:

- модели самоочищения загрязненных радионуклидами водоёмов весьма чувствительны к даже относительно незначительным изменениям значения этого коэффициента [2];

- применение табличных значений K_d без корректировки на вариабельность химсостава вод, а также состава и характеристик слагающего донные отложения массива минеральных и органических фаз может приводить к искаженным прогнозам.

В работе приводится критика наиболее распространенного подхода к описанию сорбции радионуклидов донными отложениями (ДО) – использование табличных значений K_d , рассмотрены аспекты геохимического моделирования поведения радионуклидов в системе «вода – ДО», предложена методика применения геохимического моделирования, согласно которой геохимическая модель строится на базе экспериментального определения K_d и учитывает: химический состав воды водоёма и поровой воды донных отложений; зависимость пористости и состава донных отложений от их глубины и пр. факторы, верификацию данных в том числе на сторонних объектах.

2. Аспекты поведения радионуклидов в водных системах и использования табличных значений K_d

Попавшие в водную систему радионуклиды находятся в: свободном растворенном состоянии, в сорбированной форме на материале ДО, сорбированной форме на материале взвешенного вещества (ВВ), минерализованной форме при образовании их минеральных фаз. При этом сорбция является наиболее важным механизмом фиксации радионуклидов. Для описания сорбции разработаны различные модели – модели изотерм (K_d -приближение, изотермы Фрейндлиха, Ленгмюра, Тота и др.), ионный обмен, поверхностное комплексообразование. Необходимо указать, что корректными с химической точки зрения являются последние из указанных.

Не существует универсального подхода к описанию сорбции широкого класса радионуклидов. Если для ионов Sr и Cs наиболее существенным является механизм фиксации ионный обмен, то для других радионуклидов, например, U и Pu, основным механизмом фиксации является сорбция по механизму поверхностного комплексообразования, причем, например, для Pu не следует исключать и образование его минеральных фаз при $C_{Pu} > 10^{-10-11}$ моль/л [3].

На распределение форм радионуклидов в растворе влияют следующие факторы – кислотность, окислительно-восстановительный потенциал (так, подвижность U значительно отличается в степенях окисления +6 и +4), химический состав раствора (наличие катионов, конкурирующих за ионообменные сорбционные участки, что особенно важно для Sr и Cs, анионов, образующих комплексы с ионами радионуклидов (например, для U критически важным является наличие карбонат-иона, с которым уранил-ион, UO_2^{+2} образует весьма устойчивые комплексы). Влияние комплексов металлов может быть разнонаправленно, они могут как способствовать сорбции (фульватные комплексы U^{+6}) [3], так и препятствовать фиксации (карбонатные комплексы U^{+6}).

Необходимо рассмотреть аспекты использования табличных значений K_d . Как правило, табличные значения получаются усреднением значений K_d при определенном параметре (ёмкость катионного обмена, pH, состав раствора и пр.). Рассмотрим вариации значений K_d для Sr. В работе [3] рассмотрены примеры корреляции между значениями K_d^{Sr} и ёмкостью катионного обмена (ЕКО), и pH, Рис. 1.

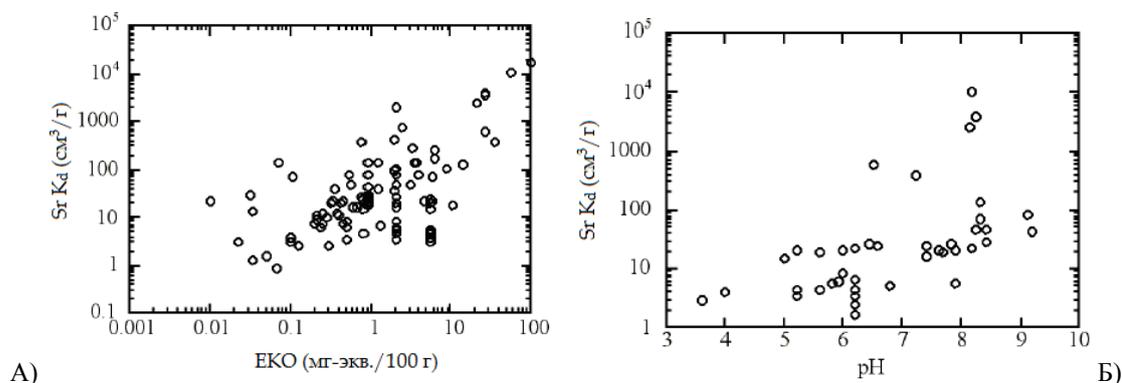


Рис. 1. Корреляция между значением K_d^{Sr} и: А) ЕКО, Б) pH

Как видно из представленных данных, K_d^{Sr} на порядки варьирует даже при одном значении какого-либо параметра вследствие различий в процессе проведения определения, различий составов раствора, составу и свойствам сорбционных минеральных фаз, а сорбционная ёмкость по Sr донных отложений в значительной степени зависит от наличия глинистых сорбционных фаз.

В случае цезия, критически важным является наличие иллитных слюдистых фаз, сорбция на которых может быть практически полной. В случае их наличия даже в количестве 1–2% в сорбирующем материале значение K_d может составлять значительную величину. Как говорилось выше, основной механизм фиксирования Cs осадками природных фаз – ионный обмен. В работе [4] была предложена, пожалуй, наиболее оптимальная модель описания сорбции Cs – модель ионного обмена на трех типах различных поверхностей иллитных сорбционных фаз.

В настоящее время достигнут значительный прогресс в понимании широкого круга геохимических процессов, происходящих в системе «вода – природные сорбционные фазы», созданы современные базы термодинамических данных, пакеты геохимического моделирования (EQ3/6, MINTQA, PhreeqC, GIBBS, HCh и пр.). При этом если для моделирования распределения тяжелых металлов в системе «вода – ДО» разработаны весьма совершенные модели, учитывающие химические процессы сорбции [5, 6, 7], этот к моделированию сорбции радионуклидов ДО не получил значительного распространения – имеются лишь ограниченный круг работ, на современном уровне описывающих распределение радионуклидов в системе «вода – ДО» [8].

Использование табличных значений, при всей простоте и наглядности подхода, следует признать уже не отвечающим современному уровню знаний происходящих геохимических процессов в том числе и по слабым возможностям при прогнозировании изменений K_d в изменяющихся условиях. Вследствие этого актуальной является разработка геохимических моделей, в которых изменение значений параметров распределения в системе «вода – ДО» обосновано при помощи методов геохимического моделирования.

3. Разработка геохимической модели депонирования радионуклидов массивом донных отложений

Теоретические основы геохимической модели поглощения радионуклидов взвешенным веществом и ДО. В общем случае сорбцию радионуклидов на взвешенных веществах с последующей седиментацией и депонированием в ДО можно формализовать на основе рассмотрения системы «вода водоёма – взвешенное вещество – поровая вода ДО – твердая фаза ДО». Попавшее в водоём взвешенное вещество осаждается на дне водоёма. При этом происходит его уплотнение с глубиной. Методика создания геохимической модели заключается в следующем: свежевывающий слой ДО можно схематично представить в виде поровой воды ДО и сорбирующей фазой ДО, которая делится на твердую фазу ДО и

связанную с твердой фазой заземленную воду. В используемой модели приравниваются сорбционные свойства активного слоя глубиной 0-2 см сорбционным свойствам взвешенного вещества. Алгоритм построения геохимической модели слоя 0-2 см ДО водоёма 10 основан на нижеприведенной схеме, Рис. 1. Укажем, что на 2 стадии сначала происходит выбор модели сорбции, затем производится создание модели сорбции, подбор констант равновесия реакций, определяются соотношения твердых сорбционных фаз относительно глубины слоя ДО и пр. параметры, затем осуществляется корректировка и верификация полученной модели.

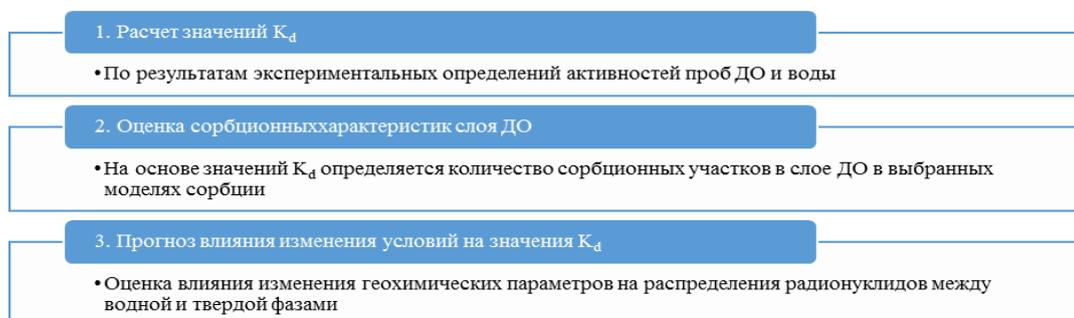


Рис. 2. Схема моделирования

3. Долгосрочный прогноз изменения значения K_d ^{90}Sr и ^{137}Cs для водоёма 10 ТКВ

В качестве одного из ярких и актуальных примеров рассмотрим изменение распределения ^{90}Sr и ^{137}Cs для водоёма 10 Теченского каскада водоемов, ТКВ, в условиях изменения химсостава воды. Особенностью солевого баланса ТКВ в современных условиях эксплуатации водоемов является значительное превышение фильтрационной разгрузки солей (около 10 тыс. т/год) из водоемов ТКВ над поступлением (до 1 тыс. т/год), что приводит к существенному снижению их концентрации в водоемах ТКВ. По этой причине нами был дан прогноз изменения K_d вышеуказанных радионуклидов при изменении минерализации.

Расчет K_d для ^{90}Sr и ^{137}Cs для водоёма 10 ТКВ. Значение K_d будет являться отношением его содержание в единице твердой фазы к содержанию в единице объема поровой воды. K_d на 1995 г ^{90}Sr – 230,8 л/кг, для ^{137}Cs – 6771,2 л/кг. Отметим, что табличные значения K_d^{Sr} [9] для взвесей в более-менее стандартных условиях лежат в интервале 1000-2000 л/кг, причем более высокие значения соответствуют менее минерализованной воде. Заметно, что высокое содержание солей жесткости в водоемах привело к значительному снижению величин K_d^{Sr} . Уже этот пример показывает, что пользоваться рекомендуемыми табличными значениями K_d для пресноводных водоемов в отсутствие данных о гран- и минералогическом составе донных отложений, а так же в отсутствие данных по экспериментальному определению K_d является весьма рискованным.

Геохимическая модель водоёма 10. Моделирование проводилось в программном пакете **PhreeqC 2.18**. Ионный обмен на материале ДО описывался при помощи реакций стандартной модели ионного обмена. Как уже говорилось выше, в работе [4] была предложена модель ионного обмена цезия на трех типах различных поверхностей с разной селективностью. Наиболее распространенные участки (около 80–90% всей ЕКО данного минерала), планарные участки, могут сорбировать ионы металлов, как двухвалентные, так и одновалентные. В результате стерических причин на этих участках способны обмениваться только двухвалентные катионы. Второй и третий тип участков – Тип2 и Тип3 (т.н. нарушенные участки “Frayed Edge Sites” (FES)) рассматриваются в качестве участков высокого сродства и включают в обмен одновалентные катионы - Na^+ , K^+ , Cs^+ , NH_4^+ . Количество сорбционных участков рассчитывалось до соответствия модельных K_d наблюдаемым.

Расчет долгосрочного изменения K_d для ^{90}Sr и ^{137}Cs на основе прогнозного изменения состава вод В-10. По результатам оценки изменения минерализации с 2015 по 2030 гг. прогнозируется уменьшение минерализации – падение $\text{C}_{\text{Ca}+2}$ с 62 до 45 мг/л, $\text{C}_{\text{Ca}+2}$ с 42 до 30 мг/л, C_{SO_4-2} с 290 до 250 мг/л, $\text{C}_{\text{НСО}_3}$ с 330 до 260 мг/л. Результаты прогнозных расчетов значений K_d по годам приведен на Рис.3. Видно, что с падением минерализации коэффициенты распределения Sr между водной фазой и фазой ДО увеличиваются, вследствие уменьшения конкуренции за сорбционные ионообменные участки твердого вещества ВВ и ДО.

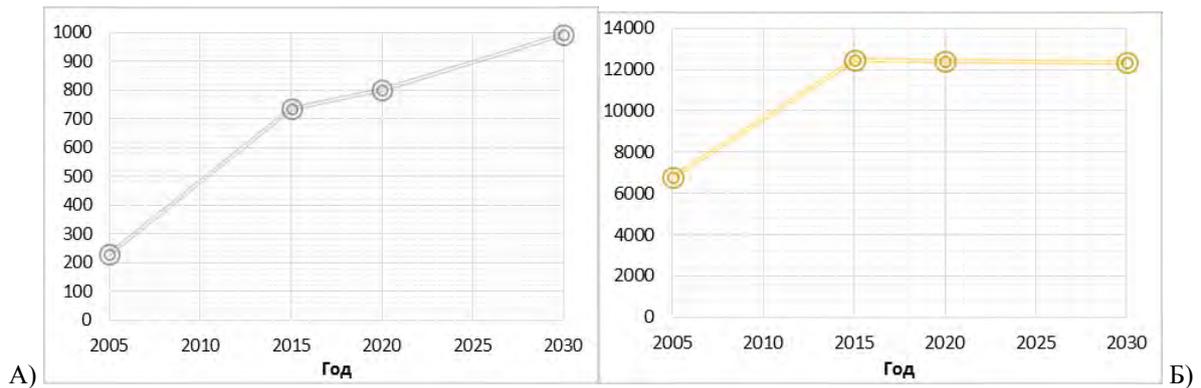


Рис. 3 – Результаты прогнозных расчетов значений K_d (л/кг) для ^{90}Sr (А) и ^{137}Cs (Б) по годам для ВВ и слоя ДО 0-2 см

5. Заключение

Использование табличного K_d в условиях совершенствования понимания протекающих процессов и развития современной вычислительной техники, и расчётных методов не может быть признано оптимальной практикой. Это может привести к неверным результатам прогнозирования. Наиболее оптимальным вариантом представляется использование геохимических моделей, основанных на закономерностях химического поведения растворенных веществ и свойствах сорбирующих сред.

В работе предлагается методика прогнозирования расчета коэффициентов распределения радионуклидов в системе «вода – ДО» с учетом геохимических характеристик нуклидов и сорбционных сред. Пилотные расчеты поведения ^{90}Sr и ^{137}Cs в ДО водоёма 10 ТКВ показало, что уменьшение минерализации приводит к увеличению значения коэффициентов распределения этих радионуклидов между водной твердой фазами; в пределе – до табличных значений для пресноводных водоёмов.

Литература

1. Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment. Safety Reports series No.19. International atomic energy agency, Vienna, 2001.
2. Скотникова О.Г., Фесенко С.В. Математическая модель миграции радионуклидов в непроточном водоеме // Радиационная безопасность и защита АЭС. – 1986 – вып. 10.
3. Understanding variation in partition coefficient, K_d , values Volume II: Review of Geochemistry and Available K_d Values for Cadmium, Cesium, Chromium, Lead, Plutonium, Radon, Strontium, Thorium, Tritium (3H), and Uranium. EPA 402-R-99-004B, Environmental Protection August 1999 Agency.
4. Bradbury M.H., Baeyens B. A generalised sorption model for the concentration dependent uptake of caesium by argillaceous rocks. Journal of Contaminant Hydrology, 2000, 42, pp. 141–163.
5. Соколова О.В. Экспериментальное исследование и термодинамическое моделирование миграции тяжелых металлов в системе "вода - донные отложения" в зоне антропогенного воздействия. Автореф. канд. дисс. М., - 2008.
6. Липатникова О.А. Экспериментальное исследование и термодинамическое моделирование форм нахождения микроэлементов в ДО Иваньковского водохранилища. Диссертация на соискание степени кандидата геолого-минералогических наук. Москва, - 2011. - 130 с.
7. Беззапонная О.В. Прогноз содержания соединений тяжелых металлов в поверхностных водных объектах: Диссертация на соискание степени кандидата технических наук. Екатеринбург, -2004, - 162 с.
8. Орлова Е.И., Мироненко М.В., Дунаева А.Н., Самсонова Л.М., Кочергина Н.В. Зависимость задержки стронция-90 песчано-глинистыми породами района оз. Карачай от концентрации нитрата натрия в техногенных растворах // Вопросы радиационной безопасности, – 2003, вып. 1. -36-45.
9. Методика разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты (ДС-2010).

Разработка и верификация 3D кода для задач термомеханики и прочности элементов конструкции АЭС

Бутов Р.А., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.ф.-м.н. Дробышевский Н.И.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (905) 767-60-39, эл. почта: gomanzes637@rambler.ru

1. Введение

Оценка прочности требуется на всех этапах жизненного цикла элементов конструкции АЭС: от проектирования, до исследования протекания возможных аварий. Для оценки прочности элементов конструкции необходимо рассчитать распределение температуры и напряженно-деформируемое состояние (НДС), возникающие вследствие действия механических и тепловых нагрузок. На основании полученного НДС, используя критерии прочности, делается вывод о текущем состоянии конструкции.

2. Определение НДС

Уравнение равновесия [1, 2]:

$$\sigma_{ij,j} + f_i = \rho \ddot{u}_i,$$

где σ_{ij} – тензор напряжений, f_i – объемная сила, ρ – плотность материала конструкции, u_i – перемещения в направлении координаты x_i , запятая означает производную по соответствующей координате, точка – производную по времени.

На части поверхности задаются граничные условия по перемещениям: $u_i = u_i^*$; на части – по напряжениям: $\sigma_{ij} n_j = T_i^*$, где n_j – нормаль к поверхности.

Для замыкания системы уравнений необходимо задать связь между тензорами напряжений и деформаций, которая в общепринятой терминологии обозначается как модель материала.

Термо-упругая модель материала [2]:

$$\sigma_{ij} = C_{ijkl} (\varepsilon_{kl} - \alpha_{kl} \Delta T),$$

где C_{ijkl} – матрица упругости, зависящая от температуры, $\varepsilon_{kl} = 1/2(u_{k,l} + u_{l,k})$ – тензор деформаций, α_{kl} – коэффициент линейного температурного расширения, ΔT – разность температур.

Упруго-пластическая модель материала [3, 4].

В сложном напряженном состоянии критерием начала пластических деформаций служит значение некоторой функции от главных напряжений. В модели используется критерий Мизеса, зависящий от второго инварианта J_2 девиатора тензора напряжений s_{ij} :

$$F(J_2) = s_{ij} s_{ij} / 2 - \sigma_y^2 / 3,$$

где σ_y – предел текучести. Критерий текучести – $F(J_2) = 0$.

3. Решение

Решение осуществляется методом конечных элементов (МКЭ) [3]. Расчетная область разбивается на изопараметрические конечные элементы (КЭ) 1 и 2 порядка (гексаэдры, тетраэдры, призмы, пирамиды) [5].

Решение находится путем последовательных нагружений, которые должны отражать реальный характер изменения нагрузки на конструкцию. На каждом шаге нагружения определяется новая пространственная конфигурация системы, на основании которой, проводится пересчет тензоров и векторов перемещений.

Для решения систем алгебраических уравнений используется открытая библиотека **PETSc**. Линейные системы уравнений решаются итерационными методами, нелинейные – методами Ньютона с линейным поиском длины шага.

4. Составные части программы

Программа написана на языке программирования C++. Ввод-вывод данных, работа с полями (массивами, списками) и описание начального сеточного представления взяты из открытого кода **OpenFOAM**.

Конечно-элементные 3D и 2D сетки (возможно различные для разных уравнений), сеточные поля для разных типов сетки (узловые и в точках интегрирования), конечные элементы, схемы интегрирования, тензоры деформаций и напряжений, модели материалов, граничные условия, разреженные матрицы, разработаны самостоятельно.

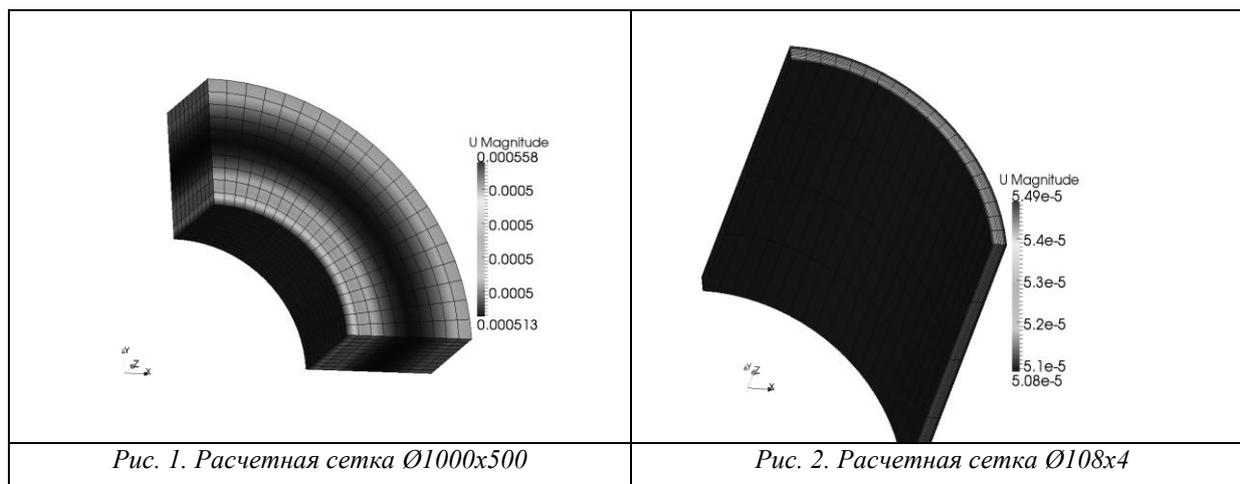
В качестве инструмента подготовки сеточного представления используются открытые сеточные генераторы: **gmsh** и **Salome**. Имеющиеся в наличии конвертаторы позволяют использовать практически любые сеточные представления, созданные коммерческими программами.

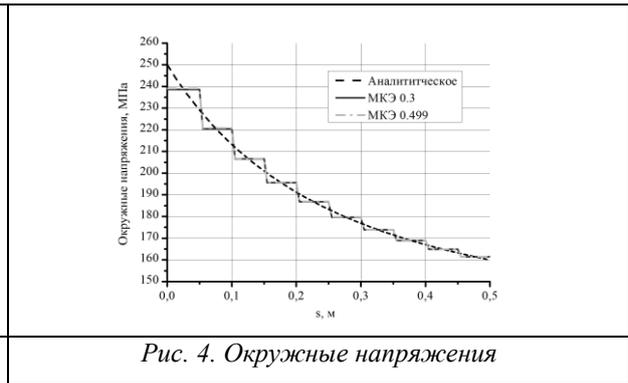
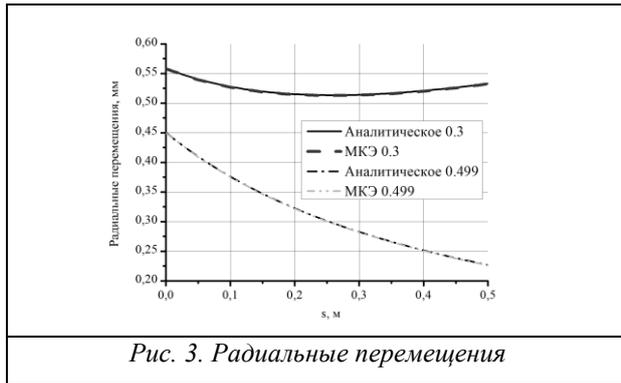
Для представления результатов расчета используется программа **ParaView**.

5. Верификация программы

5.1. Толстостенная труба под действием внутреннего и внешнего давления

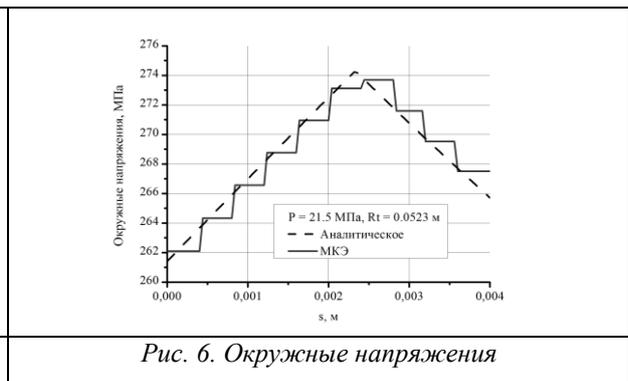
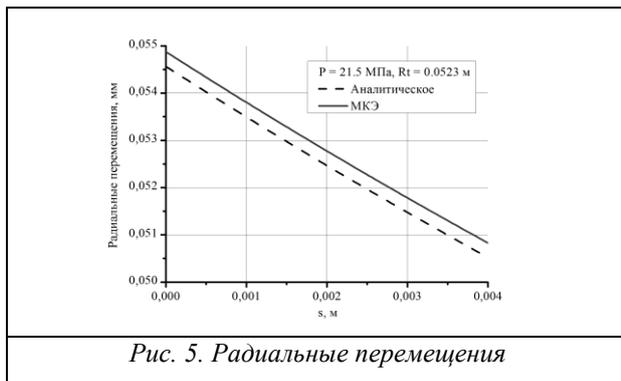
На толстостенную бесконечно длинную трубу $\text{Ø}1000 \times 500$ действует внутреннее давление $P_v = 100$ МПа и внешнее давление $P_n = 10$ МПа. Рассчитывается НДС в трубе. Модуль Юнга $E = 200$ ГПа, коэффициент Пуассона $\nu = 0.3/0.499$. Расчетная сетка показана на рисунке 1. Сравнение результатов расчета с аналитическим решением [6] по радиальным перемещениям и окружным напряжениям показано на рисунках 3 и 4 соответственно.





5.2. Толстостенная труба под действием внутреннего давления в упругопластическом состоянии

На толстостенную бесконечно длинную трубу $\varnothing 108 \times 4$ действует внутреннее давление $P_v = 21.5$ МПа. Величины внутреннего давления достаточно для существования пластических деформаций в части стенки трубы. Рассчитывается НДС в трубе. Модуль Юнга $E = 213$ ГПа, коэффициент Пуассона $\nu = 0.499$, предел текучести $\sigma_t = 245$ МПа. Расчетная сетка показана на рисунке 2. Сравнения результатов расчета с аналитическим решением [1] по радиальным перемещениям и окружным напряжениям показаны на рисунках 5 и 6 соответственно.



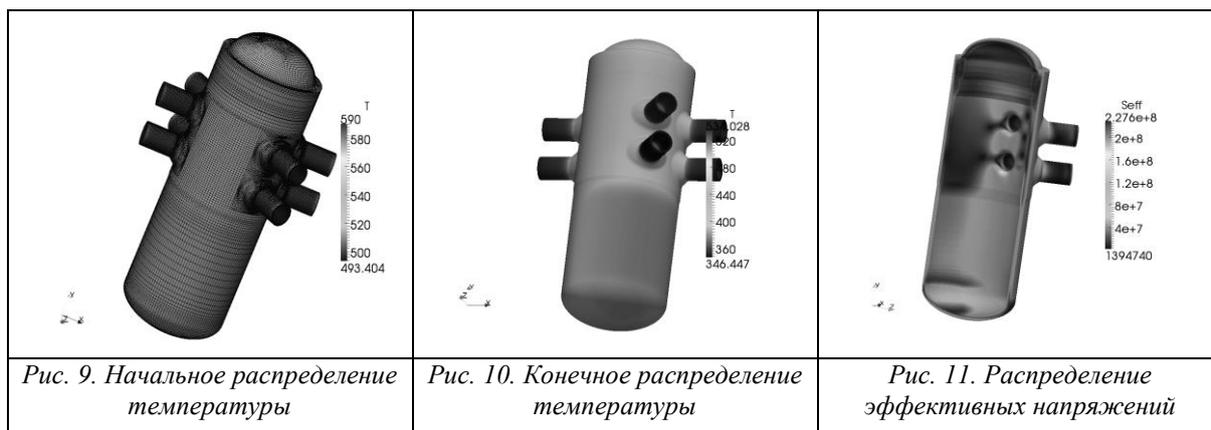
5.3. Неравномерно нагретая толстостенная труба

Толстостенная бесконечно длинная труба $\varnothing 1000 \times 500$ неравномерно нагрета: температура внутренней стенки $T_v = 350$ К, наружной стенки $T_n = 300$ К. Рассчитывается распределение температуры и НДС в трубе. Модуль Юнга $E = 200$ ГПа, коэффициент Пуассона $\nu = 0.3$, коэффициент линейного расширения $\alpha = 0.108 \cdot 10^{-4}$ 1/К. Расчетная сетка показана на рисунке 1. Сравнения результатов расчета с аналитическим решением [2] по радиальным перемещениям и окружным напряжениям показаны на рисунках 5 и 6 соответственно.



5.4. НДС корпуса реактора, залив холодной водой

В качестве иллюстрации возможности применения программы для расчета практических задач моделируется аварийный залив корпуса реактора холодной водой из подводящего трубопровода. Корпус нагружен изменяемой температурой, внутренним давлением 10 МПа и силой веса. В начальный момент времени на внутренних поверхностях задана температура равная 590 К, на внешних – граничное условие 3 рода с коэффициентом теплоотдачи равным 20 Вт/(м²·К). Залив водой моделируется потоком тепла на внутренней поверхности реактора, зависящим от времени и пространственных координат. Предполагается, что в начальный момент времени температурные напряжения в конструкции отсутствуют. Рассчитывается изменяемое во времени поле температуры и НДС конструкции. На рисунках приведены: начальное распределение температуры, распределение температуры в момент наибольших значений напряжений в корпусе и распределение эффективных напряжений в этот момент времени.



Отметим, что полученные напряжения – незначительны и не могут привести к повреждениям корпуса.

6. Заключение

Представленные расчеты и их сравнение с аналитическими решениями позволяют утверждать, что выбранный подход частичного использования в разработке открытых программ, позволяет получить за относительно небольшое время работающую версию программы, которая уже на данном этапе позволяет решать практические 3D задачи термомеханики и прочности элементов конструкции АЭС. Конечно, чтобы обеспечить возможность решения более широкого класса задач, требуются дальнейшие усилия по развитию программы.

Литература

1. Малинин, Н.Н. Прикладная теория пластичности и ползучести / Н.Н. Малинин. – М.: Машиностроение, 1968. 387 с;
2. Тимошенко, С.П. Теория упругости / С.П. Тимошенко, Дж. Гудьер. – М.: Наука, 1975. – 576 с;
3. Hughes T.J.R. The Finite Element Method. New Jersey, 1987, – 803 p;
4. Krieg R.D, Key S.W. Implementation of a time independent plasticity theory into structural computer programs. ASME, AMD-20, 1976, pp. 125-137;
5. Guido Dhondt. The Finite Element Method for Three-dimensional Thermomechanical Applications. Munich, Germany, John Wiley & Sons, 2004, Ltd ISBN: 0-470-85752-8;
6. Дарков, А.В. Сопротивление материалов: учебник для вузов / А.В. Дарков, Г.С. Шпиро. – М.: Высшая Школа, 1975. – 654 с. С. 598.

Результаты первичной регистрации накопленных РАО и нерешенные вопросы

Ведерникова М.В., мл. науч. сотр. ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.т.н. Линге И.И.

Институт проблем безопасного развития атомной энергии РАН

тел. 8-(495)-955-23-29, эл. почта: vmv@ibrae.ac.ru

1. Введение

Федеральный закон от 11.07.11 №190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» (далее - №190-ФЗ) [1] впервые устанавливает прямую ответственность государства за обращение с накопленными радиоактивными отходами (далее – РАО), т.е. образовавшимися до 15.07.2011, которые статьей 9 указанного закона относятся к федеральной собственности. Для определения объемов, характеристик накопленных РАО и установления условий их размещения статьей 23 №190-ФЗ предусматривает проведение первичной регистрации РАО, в рамках которой также должны быть приняты принципиальные решения по разделению накопленных отходов на особые и удаляемые, а также по отнесению мест их размещения к разным типам пунктов хранения РАО. Для реализации данного положения в 2012 году Постановлением Правительства России [2] были утверждены сроки первичной регистрации РАО (с 15 января 2013 г по 31 декабря 2014 г.), форма акта, а также правила проведения первичной регистрации. Также в 2012 году постановлением Правительства России [3] (далее – ПП №1069) были утверждены критерии отнесения РАО к особым.

2. Подход к проведению оценок критериальных показателей при обосновании отнесения РАО к особым РАО

Для обоснования отнесения РАО к особым, РАО должны удовлетворять условиям на происхождение и местоположение, а также должны выполняться следующие соотношения:

$$\begin{cases} S_{\text{ОРАО}}(T) < S_{\text{УРАО}}(T) & (1), \\ R_{\text{ОРАО}} < R_{\text{УРАО}} & (2), \\ P_{\text{ОРАО}} + Y_{\text{ущерб}} < P_{\text{УРАО}} & (3), \end{cases}$$

где $S_{\text{ОРАО}}(T)$ и $S_{\text{УРАО}}(T)$ — коллективная эффективная доза облучения за весь период потенциальной опасности РАО (T), при захоронении РАО в месте их нахождения и при удалении РАО, соответственно; $R_{\text{ОРАО}}$ и $R_{\text{УРАО}}$ — обобщенный риск потенциального облучения при захоронении РАО в месте их нахождения и удалении РАО соответственно; $P_{\text{ОРАО}}$ и $P_{\text{УРАО}}$ — расходы, связанные с захоронением РАО в месте их нахождения и удалением РАО, соответственно; $Y_{\text{ущерб}}$ — совокупный размер возможного вреда окружающей среде в случае захоронения РАО в месте их нахождения.

Обоснование отнесения РАО к особым не возможно без проведения комплексной оценки безопасности объекта и доказательства принципиальной возможности локализации РАО на весь период их потенциальной опасности. По сути, до выполнения оценок критериальных параметров, установленных ПП №1069, необходимо провести анализ имеющейся информации о РАО, барьерах безопасности ПХРО, а также месте размещения РАО, для ответа на вопрос: существует ли принципиальная возможность перевода объекта в пункт захоронения?

В 2013-2014 гг. были разработаны подходы к проведению критериальных параметров, а также разработана схема проведения обоснования отнесения РАО к особым РАО, и обоснования возможности перевода объекта в пункт захоронения РАО (рис. 1). Поэтапное проведение обоснования отнесения РАО к особым РАО представлено в [4].

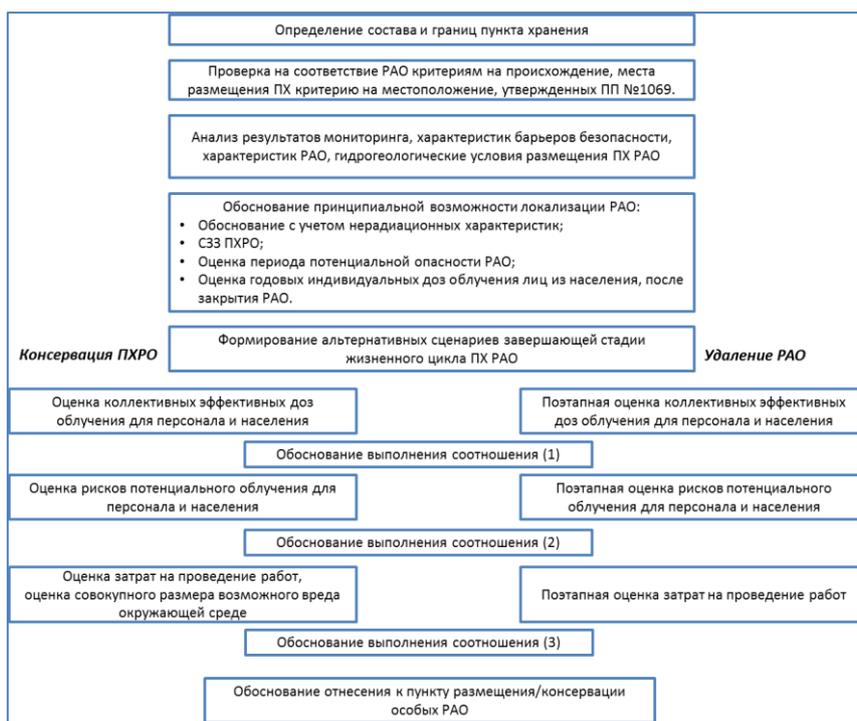


Рис.1. Схема проведения комплексного обоснования отнесения РАО к особым РАО, а пункта хранения к пункту размещения/консервации особых РАО

3. Результаты первичной регистрации РАО

В течение 2013-2014 гг. первичная регистрация была проведена в отношении 809 объектов размещения накопленных РАО (рис. 1), часть пунктов хранения в рамках первичной регистрации были объединены, ряд объектов были сняты с регулирующего контроля, по результатам оценки уровней удельной активности отходов, в соответствии с ПП №1069.

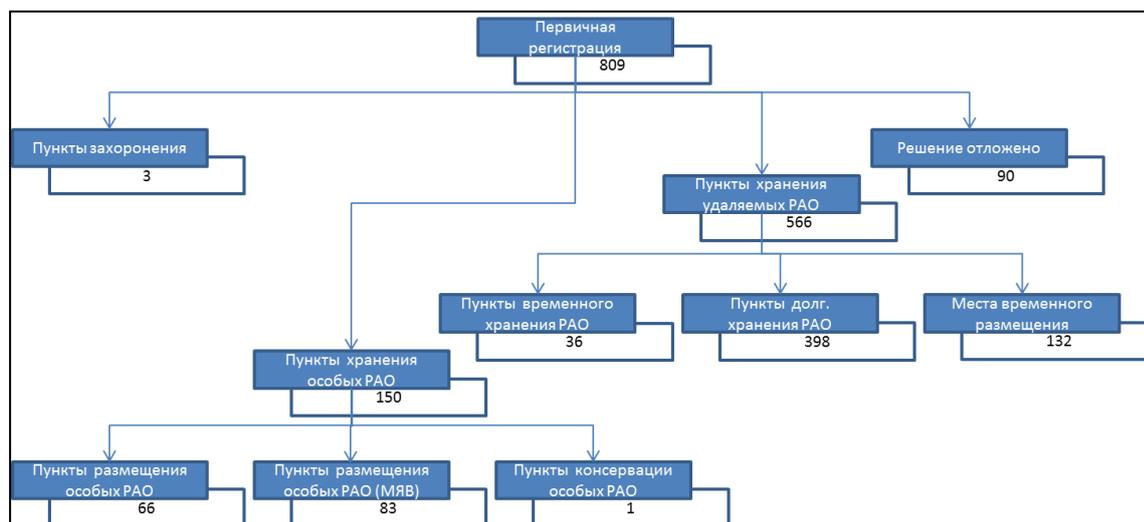


Рис.2. Результаты проведения первичной регистрации РАО

В соответствии с утвержденным Госкорпорации «Росатом» Порядком проведения первичной регистрации [5] организации по каждому объекту должны были собрать пакет документов, содержащий сведения по имеющейся эксплуатационной, проектной документации на пункт хранения, объему и

характеристикам размещенных в нем накопленных РАО, в случае отнесения РАО к особым требовалось провести обоснование.

В соответствии с [4] для обоснования отнесения РАО к особым в отношении каждого пункта хранения РАО организациями разрабатывались два сценария обращения с РАО (удаление РАО, захоронение РАО в месте их нахождения), проводились и сопоставлялись оценки коллективных эффективных доз облучения, рисков потенциального облучения, затрат, для сценария захоронения РАО в месте их нахождения также оценивался совокупный размер возможного вреда окружающей среде. Обоснования проводились для объема и характеристик РАО, размещенных в пунктах хранения, т.е. не учитывались характеристики РАО, планируемые к размещению после 15.07.11. После разработки обоснования рассматривались экспертными организациями (ФБУ «НТЦ ЯРБ», ИБРАЭ РАН, ФМБЦ им А.И. Бурназяна ФМБА России). Непосредственно при проведении первичной регистрации все материалы рассматривались межведомственными комиссиями, сформированными Госкорпорацией «Росатом», в соответствии с [2].

Всего по результатам первичной регистрации, к особым РАО было отнесено 469 млн. м³ РАО, размещенных в 67 пунктах хранения РАО, а также 11,4 млн. м³ РАО, образовавшихся в результате использования ядерных зарядов в мирных целях (более 97% по объему от всех накопленных РАО, без учета уже захороненных в ПЗРО).

Даже с исключением из рассмотрения объектов, извлечение РАО из которых никогда не предполагалось, например, водоема В-9 (оз. Карачай), Теченского каскада водоемов и хвостохранилищ ОАО «ППГХО», предотвращенные расходы будущих периодов по перечисленным объектам превышают 260 млрд. руб. и уменьшают дозозатраты будущих периодов минимум на 50 чел.·Зв, что соответствует более 50 реакторо-лет эксплуатации блоков АЭС [6].

4. Нерешенные вопросы

4.1. Объекты, не отвечающие критериям на происхождение РАО или на местоположение ПХ

Как приведено выше, в рамках первичной регистрации по ряду объектов решение по отнесению РАО к особым и удаляемым было отложено. В ряде случаев, это было обусловлено отсутствием разработанных обоснований отнесения РАО к особым (например, для объектов ОАО ГНЦ «НИИАР»). В А также в случае, если РАО не удовлетворяют дополнительным ограничениям на местоположение пункта хранения особых РАО, и на происхождение РАО, утвержденные ПП №1069, в то время как на основании представленных материалов и проведенных обследований комиссии решили, что захоронение в месте их нахождения более предпочтительный вариант. К пунктам хранения особых РАО не могут быть отнесены, например, следующие объекты:

- Пункты хранения ОАО «МСЗ», в которых размещено более 126 тыс. м³ РАО, содержащих уран-238, торий-230, радий-226, размещены внутри границ г. Электросталь;
- Пункты хранения Кирово-Чепецкого отделения ФГУП «РосРАО», в которых размещено около 300 тыс. м³ РАО, размещены в г. Кирово-Чепецк;
- Могильники №1 и №2 Режевского района Свердловской области, содержащие более 40 тыс. м³ отходов, образовавшихся при добычи тория-232, размещены в п. Озерный, на берегу р. Озерная;
- Пункт хранения ОАО «ГМЗ» (более 12 млн. м³ РАО) размещен на территории особо охраняемого эколого-курортного региона Кавказские Минеральные Воды;
- Могильники ФГУП «РАДОН» (более 120 тыс. м³ РАО), РАО образовались в народном хозяйстве [7].

Очевидно, что извлечение РАО из данных объектов приведет к значительно большим дозозатратам, затратам, кроме этого, работы, сопряжены с высокими рисками при транспортировке РАО к пункту централизованного захоронения. В соответствии с проведенной оценкой ОАО «МСЗ» работы по извлечению РАО приводят к затратам свыше 40 млрд. руб. и дозозатратам менее 1,5 чел.·Зв, в то время как перевод в пункт захоронения оценивается в 5 млрд. руб. и 7 чел.·Зв, соответственно.

Таким образом, введенные [3] дополнительные требования к действующим федеральным и санитарным нормам и правилам не позволяют выполнить более экономичный и безопасный способ обращения с накопленными РАО.

4.2. Вновь образующиеся РАО, размещаемые в пункты хранения особых РАО

В рамках проведенной первичной регистрации были определены объекты пункты размещения особых РАО (более 20 объектов), в которые размещались и размещаются отходы после 15.07.11. Статьей 26 190-ФЗ вводится запрет на сооружение промышленных объектов и создание промышленных технологий, если это заведомо приводит к образованию особых РАО. По сути, в настоящий момент отсутствует запрет на эксплуатацию уже существующих пунктов размещения или консервации особых РАО, а также отсутствует запрет на размещение в этих объектах РАО. Процедура отнесения отходов, образующихся после проведения первичной регистрации, к особым РАО не прописана в нормативных документах напрямую. В случае если технологией производства предусмотрено размещение РАО, например, в пульпохранилище, т.е. пункт хранения, по сути, является частью технологической установки, вопросов не возникает. Но в настоящее время проводятся работы по размещению твердых РАО в действующие пункты хранения, по типу «могильники» без кондиционирования и приведения РАО в соответствие с критериями приемлемости.

Фактически действует следующее правило: РАО, размещаемые в ПХРО особых РАО относятся организациями к особым, без проведения каких либо обоснований и оценок критериальных показателей, утвержденных ПП №1069. Правовая неурегулированность в отношении РАО, производимых после 15.07.2011 и размещаемых в пунктах размещения особых РАО, имеет следствием невыполнение принципа оплаты захоронения производимых РАО. На сегодня не разработана процедура аккумулирования средств в специальном резервном фонде Госкорпорации «Росатом» для дальнейшего перевода данных объектов в пункты захоронения.

Заключение

В 2013-2014 гг. проведена первичная регистрация РАО, в ходе которой были приняты принципиальные решения по обращению с накопленными РАО. Также были выявлены проблемные моменты, связанные с невозможностью отнесения ряда объектов к пунктам хранения особых РАО, т.к. они не в полной мере соответствуют критериям отнесения РАО к особым, утвержденным [3].

По результатам первичной регистрации выявлены пункты хранения особых РАО, в которые размещаются вновь образующиеся РАО. Вопрос финансирования работ по переводу их в пункты захоронения и правомерность размещения ТРО в ряд пунктов хранения требует дальнейшей проработки.

Литература

1. Федеральный закон от 11.07.11 №190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».
2. Постановление Правительства Российской Федерации от 25 июля 2012 г. №767 «О проведении первичной регистрации радиоактивных отходов».
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. 22. Научно-техническое пособие по подготовке обосновывающих материалов для принятия решения об отнесении радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам. Версия 2.0. Под общей ред. И.И. Линге, ИБРАЭ РАН, М., 2014. -157с.
5. Приказ Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» (Госкорпорация «Росатом») от 24.01.2013 г. №1/41-П г. Москва «Об утверждении Порядка проведения первичной регистрации радиоактивных отходов и установления мест их размещения».
6. Абрамов А.А., Дорофеев А.Н., Ведерникова М.В. и др. К вопросу оценки объема ядерного наследия в атомной промышленности и на иных объектах мирного использования атомной энергии в России. Ядерная и радиационная безопасность, №3 (73), 2014, с. 1-11.
7. Линге И.И., Савкин М.Н., Ведерникова М.В. Обращение с особыми радиоактивными отходами: прогресс практической деятельности и актуальные задачи// Радиационная гигиена, № 4, 2014, с. 1-9.

Верификация твэльного модуля интегрального кода ЕВКЛИД/V1 на аналитических тестах

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

Интегральный расчётный код ЕВКЛИД/V1 предназначен для моделирования стационарных состояний на разрешенных уровнях мощности, штатных эксплуатационных переходных режимов, проектных аварий реакторных установок (РУ) на быстрых нейтронах с жидкометаллическими теплоносителями. В качестве твэльного модуля интегрального кода ЕВКЛИД/V1 используется код БЕРКУТ, 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. Краткая характеристика кода БЕРКУТ, а также результаты верификации моделей распухания нитридного топлива и выхода газообразных продуктов деления приведены в работе [1].

Целью настоящей работы является верификация твэльного модуля БЕРКУТ кода ЕВКЛИД/V1 в части численных моделей, используемых для расчёта напряжённо-деформированного состояния (НДС) оболочки твэла, на аналитических тестах.

2. Упругое НДС цилиндрической оболочки под внутренним давлением

Рассматривается длинная полая цилиндрическая оболочка с доньями под действием внутреннего давления. Внешнее давление принято равным нулю. Оболочка находится в условиях плоского деформирования и осесимметричного нагружения.

Предполагается, что оболочка сделана из стали ЧС-68 х.д. и имеет следующие характеристики: $r_1 = 1$ мм, $r_2 = 2$ мм, $E = 195607,8$ МПа; $\mu = 0,3$, $p_1 = 9,82$ МПа, где r_1 – внутренний радиус оболочки, r_2 – внешний радиус оболочки, p_1 – внутреннее давление, E – модуль Юнга материала оболочки, μ – коэффициент Пуассона материала оболочки. НДС оболочки (в главных осях цилиндрической системы координат) будет определяться следующими соотношениями [2]:

$$\sigma_r = p_1 \frac{r_1^2}{r_2^2 - r_1^2} \left(1 - \frac{r_2^2}{r^2} \right) \approx 3,273 \times 10^6 \times \left(1 - \frac{4}{r^2} \right), \quad (1)$$

$$\sigma_\theta = p_1 \frac{r_1^2}{r_2^2 - r_1^2} \left(1 + \frac{r_2^2}{r^2} \right) \approx 3,273 \times 10^6 \times \left(1 + \frac{4}{r^2} \right), \quad (2)$$

$$\sigma_z = p_1 \frac{r_1^2}{r_2^2 - r_1^2} \approx 3,273 \times 10^6, \quad (3)$$

$$\varepsilon_r = \frac{1}{E} (\sigma_r - \mu(\sigma_\theta + \sigma_z)) = \frac{p_1 r_1^2}{E(r_2^2 - r_1^2)} \left(1 - 2\mu - \frac{r_2^2}{r^2} (1 + \mu) \right) \approx 1,67 \times 10^{-5} \times \left(0,4 - \frac{5,2}{r^2} \right), \quad (4)$$

$$\varepsilon_\theta = \frac{1}{E} (\sigma_\theta - \mu(\sigma_r + \sigma_z)) = \frac{p_1 r_1^2}{E(r_2^2 - r_1^2)} \left(1 - 2\mu + \frac{r_2^2}{r^2} (1 + \mu) \right) \approx 1,67 \times 10^{-5} \times \left(0,4 + \frac{5,2}{r^2} \right). \quad (5)$$

Результаты сравнения аналитического и численного решений поставленной задачи показаны на рис. 1-4. Для оценки сходимости решения расчёты интегральным кодом ЕВКЛИД/V1 проведены на нескольких сетках с количеством расчётных ячеек от четырёх до пятидесяти. В нижней части каждого рисунка представлено относительное отклонение численных результатов от аналитических.

Из приведенных графиков видно, что во всех расчётах, в которых отношение толщины элементарного цилиндрического слоя к его среднему радиусу не превышает 0,1, максимальное отклонение численного решения от аналитического по радиальным и окружным напряжениям и деформациям не превышает 1÷2%.

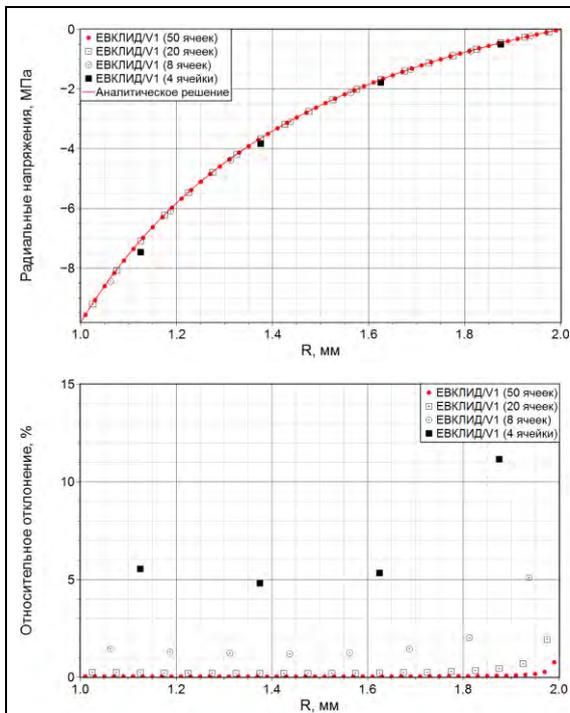


Рис 1. Сравнение радиальных напряжений в оболочке, полученных в численном и аналитическом расчётах. Тест 1

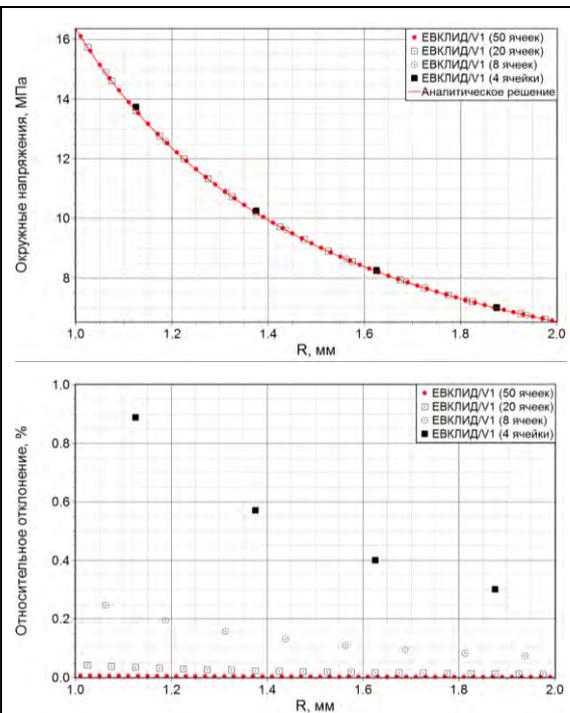


Рис 2. Сравнение окружных напряжений в оболочке, полученных в численном и аналитическом расчётах. Тест 1

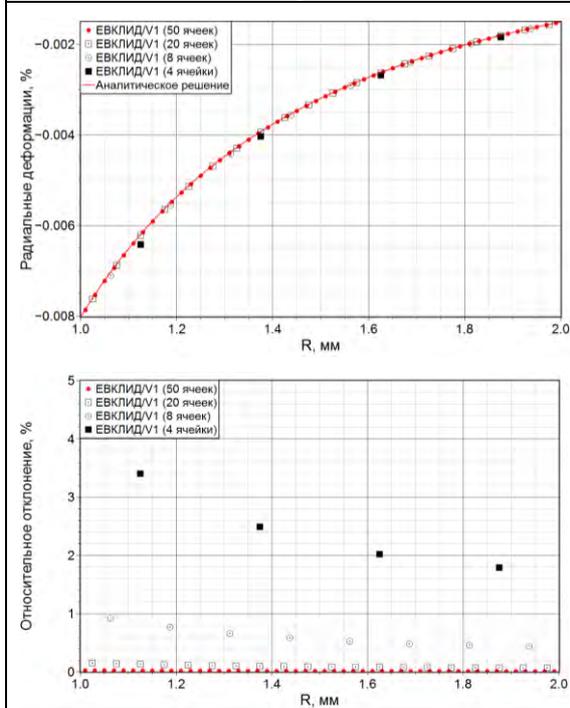


Рис 3. Сравнение радиальных деформаций в оболочке, полученных в численном и аналитическом расчётах. Тест 1

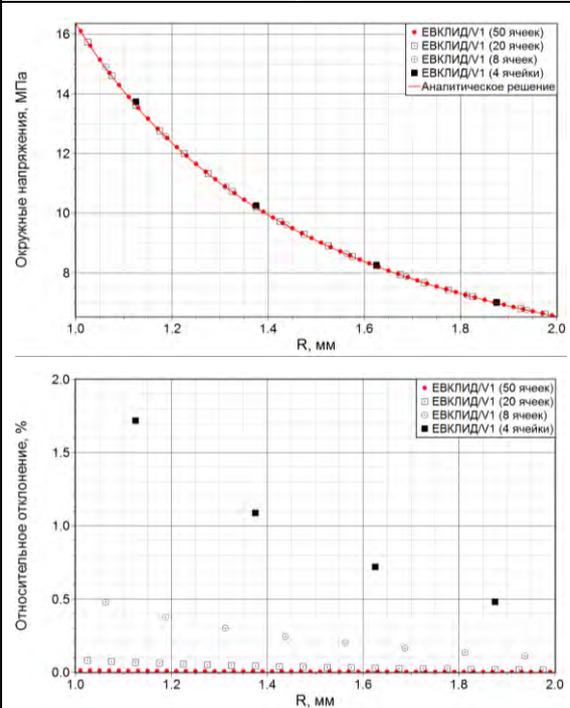


Рис 4. Сравнение окружных деформаций в оболочке, полученных в численном и аналитическом расчётах. Тест 1

3. НДС цилиндрической оболочки под действием неоднородного температурного поля

Рассматривается длинная полая цилиндрическая оболочка в неоднородном поле температур. Внутреннее и внешнее давления отсутствуют. Оболочка находится в условиях плоского деформирования и осесимметричного нагружения. Предполагается, что оболочка сделана из стали ЧС-68 х.д. и имеет при температуре 20°C следующие характеристики: $r_1 = 4$ мм, $r_2 = 5$ мм, $E = 195607,8$ МПа, $\mu = 0,3$, $\lambda = 13,094$ Вт/м/К (λ – теплопроводность оболочки). В интервале температур 400÷500°C зависимость термических деформаций от температуры описывается выражением $\varepsilon_T = a + bT = -1,10781 \times 10^{-6} + 1,71679 \times 10^{-5} \times T$. Свойства материала оболочки предполагаются не зависящими от температуры. Условия тепловой задачи приняты равными: $q_s = 0,39789$ Вт/мм², $q_v = 0$ Вт, $T_0 = 693$ К (420°C), где q_s – тепловой поток на внутренней поверхности оболочки, q_v – объемное энерговыделение, T_{ext} – температура внешней поверхности оболочки.

Распределение температуры и НДС оболочки (в главных осях цилиндрической системы координат) будут определяться следующими соотношениями [2]:

$$T = \frac{q_s r_1}{\lambda} \ln\left(\frac{r_2}{r}\right) + T_0, \quad (6)$$

$$F(r) = \frac{(1+\mu)}{2} \left\{ \left(a + bT_0 + b \frac{q_s r_1}{\lambda} \left(\ln(r_2) + \frac{1}{2} \right) \right) \left(1 - \frac{r_1^2}{r^2} \right) + b \frac{q_s r_1}{\lambda} \left(\frac{r_1^2}{r^2} \ln(r_1) - \ln(r) \right) \right\}, \quad (7)$$

$$\sigma_r = \frac{E}{1-\mu^2} \left[F(r_2) \frac{r_2^2}{r_2^2 - r_1^2} \left(1 - \frac{r_1^2}{r^2} \right) - F(r) \right], \quad (8)$$

$$\sigma_\theta = \frac{E}{1-\mu^2} \left[F(r_2) \frac{r_2^2}{r_2^2 - r_1^2} \left(1 + \frac{r_1^2}{r^2} \right) + F(r) - (1+\mu)\varepsilon_T \right], \quad (9)$$

$$\sigma_z = \frac{E}{1-\mu^2} \left[F(r_2) \frac{2r_2^2}{r_2^2 - r_1^2} - (1+\mu)\varepsilon_T \right], \quad (10)$$

$$\varepsilon_r = \frac{1}{E} (\sigma_r - \mu(\sigma_\theta + \sigma_z)) + \varepsilon_T, \quad (11)$$

$$\varepsilon_\theta = \frac{1}{E} (\sigma_\theta - \mu(\sigma_r + \sigma_z)) + \varepsilon_T. \quad (12)$$

Результаты сравнения аналитического и численного решений поставленной задачи показаны на рис. 5-8. Там же представлено относительное отклонение численных результатов от аналитических. Как и в предыдущем примере, расчёты проведены на последовательности сеток с количеством расчётных ячеек от четырёх до пятидесяти. Из представленных данных видно, что в случае густой радиальной сетки максимальное отклонение по радиальным и окружным напряжениям и деформациям не превышает 1%.

4. Заключение

Проведена верификация моделей расчёта НДС оболочек твэлов, используемых в твэльном модуле БЕРКУТ интегрального кода ЕВКЛИД/V1, на аналитических тестах. Получено хорошее качественное и количественное согласие численного и аналитического решений. Показано, что интегральный код позволяет получить заданную точность при расчёте напряжений путём сгущения радиальной сетки.

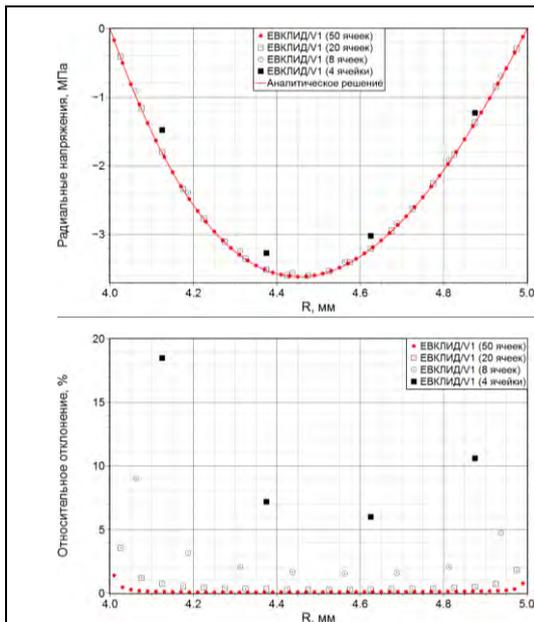


Рис 5. Сравнение радиальных напряжений в оболочке, полученных в численном и аналитическом расчётах. Тест 2

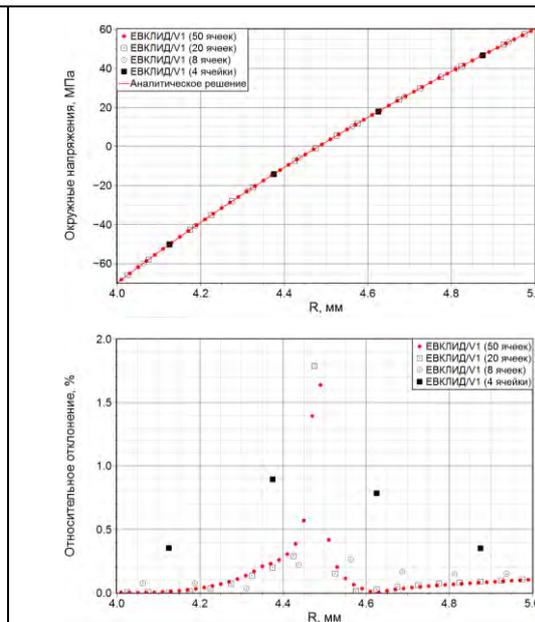


Рис 6. Сравнение окружных напряжений в оболочке, полученных в численном и аналитическом расчётах. Тест 2

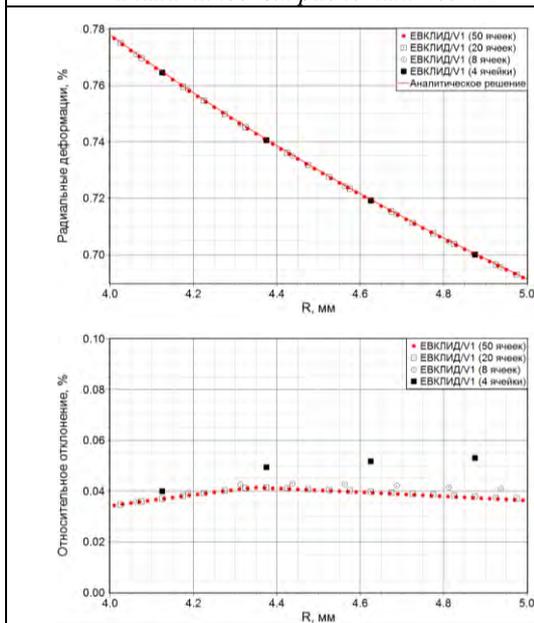


Рис 7. Сравнение радиальных деформаций в оболочке, полученных в численном и аналитическом расчётах. Тест 2

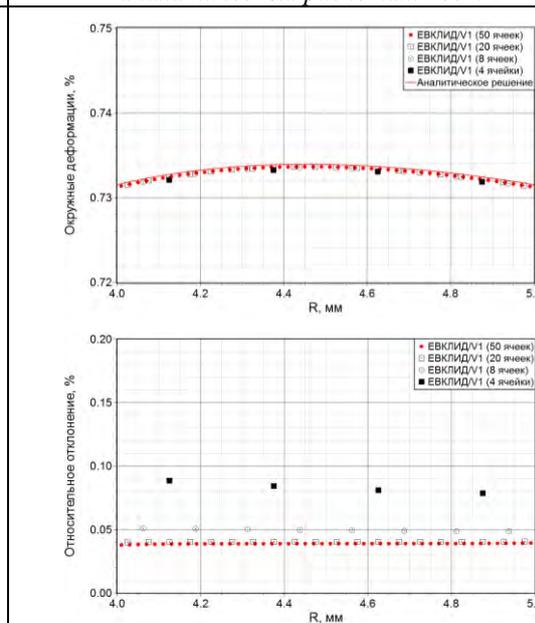


Рис 8. Сравнение окружных деформаций в оболочке, полученных в численном и аналитическом расчётах. Тест 2

Литература

1. Д.П. Вепрев, Н.А. Мосунова, В.Ф. Стрижов. Верификация твэльного модуля БЕРКУТ интегрального кода ЕВКЛИД/V1 на данных экспериментов BORA-BORA и NIMPHЕ // Сборник трудов XV научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН – (Препринт / Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, апрель 2014, № ИБРАЕ-2014-02). – М. ИБРАЭ РАН. – 2014. – С. 57-60.
2. И.А. Биргер, И.Р. Мавлютов. Сопротивление материалов // М.: Наука. Главная редакция физико-математической литературы. – 1986. – 560 с.

Расчет тестовых задач в целях верификации программы TDMCC

Волков Н.А., Семенова Т.В., Хохлаков В.С.

Российский Федеральный Ядерный Центр Всероссийский НИИ Экспериментальной Физики

Введение

Программа TDMCC (Times Dependent Monte-Carlo Code) разработана во ФГУП «РФЯЦ ВНИИЭФ» для расчета нейтронных процессов методом Монте-Карло.

В ходе сотрудничества с различными внешними организациями, а также в целях верификации программы TDMCC проводятся расчеты различных тестовых задач. В данном докладе представлены решения трех задач:

1. Трехмерный тест Кобэяши. Задачи на перенос нейтронов в одногрупповом приближении. Тестовые задачи Кобэяши имеют аналитическое решение. Результаты расчета задач Кобэяши сравниваются с аналитическим решением и с решением по программе GMVP (метод Монте-Карло) [1].
2. Задача INEEL/BSS3/BP3. Расчет двумерной модели с гомогенизированными в кассетах константами, представляющей собой упрощенную модель реактора ВВЭР-1000 с первоначальной урановой загрузкой. Результаты сравниваются с результатами расчетов по методу Монте-Карло, а также с решением по методу характеристик[2].
3. Эксперимент «Skyshine» на комплексе «Байкал-1». Расчет нейтронно-физических характеристик. Рассчитанные значения сравниваются с экспериментальными данными и с результатами расчета по программе MCNP[3].

Для расчетов в групповом приближении были подготовлены файлы данных групповых констант. Для уменьшения дисперсии насчитанных функционалов были использованы метод расщепляющих поверхностей и метод пробных частиц.

Трехмерный тест Кобэяши

Для верификации программ основанных на стохастических и детерминистических методах, профессором Кейсуке Кобэяши из университета Киото были предложены задачи на перенос нейтронного излучения, имеющие аналитическое решение, в которых пустые области граничат с чисто поглощающими. В первом варианте области Reg.1 и Reg.2 заполнялись материалом с $\Sigma_T = \Sigma_A = 0.1 \text{ см}^{-1}$. Пустая область Reg.2 – материалом с $\Sigma_T = \Sigma_A = 0.0001 \text{ см}^{-1}$. Во втором варианте было добавлено сечение замедления $\Sigma_S = \Sigma_A = 0.5 * \Sigma_T$. Источник – изотропный, равномерно распределенный по области Reg.1 с плотностью испускания – $1 \text{ н*см}^{-3}*\text{с}^{-1}$.

Для получения результатов использовались точечные мишени в которые испускались пробные частицы. Также были использованы поверхности расщепления. В первом варианте использовалось 10^7 нейтронных историй. А в случае с замедлением 10^9 , 10^8 , 2×10^8 для первой, второй и третьей задачи соответственно. Результаты расчета представлены в Таблицах - .

Таблица 1. Результаты расчетов Задача 1

Координата (X,Y,Z)	Плотность потока							
	Вариант I				Вариант II			
	Аналитическое решение	TDMCC	1σ	GMVP	1σ	TDMCC	1σ	
A	5, 5, 5	5.95659E+00	5.88835E+00	0.65%	8.29260E+00	0.02%	8.26261E+00	0.17%
	5, 15, 5	1.37185E+00	1.37226E+00	0.06%	1.87028E+00	0.01%	1.87029E+00	0.01%
	5, 25, 5	5.00871E-01	5.00939E-01	0.04%	7.13986E-01	0.00%	7.13926E-01	0.01%
	5, 35, 5	2.52429E-01	2.52382E-01	0.04%	3.84685E-01	0.00%	3.84685E-01	0.01%
	5, 45, 5	1.50260E-01	1.50185E-01	0.04%	2.53984E-01	0.01%	2.53983E-01	0.01%
	5, 55, 5	5.95286E-02	5.95465E-02	0.04%	1.37220E-01	0.07%	1.37437E-01	0.12%
	5, 65, 5	1.53283E-02	1.53242E-02	0.04%	4.65913E-02	0.12%	4.65856E-02	0.09%
	5, 75, 5	4.17689E-03	4.17963E-03	0.05%	1.58766E-02	0.20%	1.58685E-02	0.12%
	5, 85, 5	1.18533E-03	1.18577E-03	0.05%	5.47036E-03	0.34%	5.46740E-03	0.23%
5, 95, 5	3.46846E-04	3.46988E-04	0.06%	1.85082E-03	0.62%	1.83140E-03	0.16%	
B	5, 5, 5	5.95659E+00	5.94970E+00	0.05%	8.29260E+00	0.02%	8.34916E+00	0.71%
	15, 15, 15	4.70754E-01	4.70372E-01	0.05%	6.63233E-01	0.00%	6.63186E-01	0.01%
	25, 25, 25	1.69968E-01	1.69914E-01	0.04%	2.68828E-01	0.00%	2.68823E-01	0.01%
	35, 35, 35	8.68334E-02	8.68429E-02	0.04%	1.56683E-01	0.01%	1.56684E-01	0.01%

	45, 45, 45	5.25132E-02	5.24820E-02	0.03%	1.04405E-01	0.01%	1.04429E-01	0.01%
	55, 55, 55	1.33378E-02	1.33338E-02	0.04%	3.02145E-02	0.06%	3.01829E-02	0.12%
	65, 65, 65	1.45867E-03	1.45739E-03	0.05%	4.06555E-03	0.07%	4.08729E-03	0.53%
	75, 75, 75	1.75364E-04	1.75393E-04	0.08%	5.86124E-04	0.12%	5.88556E-04	0.49%
	85, 85, 85	2.24607E-05	2.24227E-05	0.14%	8.66059E-05	0.20%	8.57495E-05	0.52%
	95, 95, 95	3.01032E-06	3.00850E-06	0.24%	1.12892E-05	0.38%	1.12564E-05	0.82%
C	5, 55, 5	5.95286E-02	5.95546E-02	0.04%	1.37220E-01	0.07%	1.37405E-01	0.21%
	15, 55, 5	5.50247E-02	5.50573E-02	0.04%	1.27890E-01	0.08%	1.27900E-01	0.08%
	25, 55, 5	4.80754E-02	4.80707E-02	0.04%	1.13582E-01	0.08%	1.13242E-01	0.09%
	35, 55, 5	3.96765E-02	3.96688E-02	0.04%	9.59578E-02	0.09%	9.59117E-02	0.13%
	45, 55, 5	3.16366E-02	3.16249E-02	0.04%	7.82701E-02	0.09%	7.84683E-02	0.21%
	55, 55, 5	2.35303E-02	2.35293E-02	0.04%	5.67030E-02	0.11%	5.66383E-02	0.18%
	65, 55, 5	5.83721E-03	5.83903E-03	0.04%	1.88631E-02	0.19%	1.88396E-02	0.16%
	75, 55, 5	1.56731E-03	1.56742E-03	0.05%	6.46624E-03	0.31%	6.44558E-03	0.13%
	85, 55, 5	4.53113E-04	4.53002E-04	0.06%	2.28099E-03	0.53%	2.28173E-03	0.15%
	95, 55, 5	1.37079E-04	1.37057E-04	0.07%	7.93924E-04	0.89%	7.91375E-04	0.20%

Таблица 2. Результаты расчетов Задача 2

Координата (X,Y,Z)	Плотность потока							
	Вариант I				Вариант II			
	Аналитическое решение	TDMCC	1σ	GMVP	1σ	TDMCC	1σ	
A	5, 5, 5	5.95659E+00	5.92520E+00	0.86%	8.61696E+00	0.06%	8.59362E+00	0.28%
	5, 15, 5	1.37185E+00	1.37221E+00	0.06%	2.16123E+00	0.02%	2.16164E+00	0.02%
	5, 25, 5	5.00871E-01	5.00691E-01	0.04%	8.93437E-01	0.01%	8.93260E-01	0.02%
	5, 35, 5	2.52429E-01	2.52516E-01	0.04%	4.77452E-01	0.01%	4.77351E-01	0.02%
	5, 45, 5	1.50260E-01	1.50214E-01	0.04%	2.88719E-01	0.01%	2.88586E-01	0.01%
	5, 55, 5	9.91726E-02	9.92050E-02	0.04%	1.88959E-01	0.01%	1.88976E-01	0.04%
	5, 65, 5	7.01791E-02	7.02105E-02	0.04%	1.31026E-01	0.02%	1.30989E-01	0.02%
	5, 75, 5	5.22062E-02	5.22132E-02	0.04%	9.49890E-02	0.02%	9.49636E-02	0.02%
	5, 85, 5	4.03188E-02	4.03203E-02	0.04%	7.12403E-02	0.02%	7.11981E-02	0.02%
B	5, 95, 5	3.20574E-02	3.20625E-02	0.04%	5.44807E-02	0.02%	5.44518E-02	0.04%
	15, 95, 5	1.70541E-03	1.70447E-03	0.06%	6.58233E-03	0.24%	6.55422E-03	0.26%
	25, 95, 5	1.40557E-04	1.40671E-04	0.09%	1.28002E-03	0.34%	1.26386E-03	0.30%
	35, 95, 5	3.27058E-05	3.26361E-05	0.16%	4.13414E-04	0.36%	4.11523E-04	0.50%
	45, 95, 5	1.08505E-05	1.08356E-05	0.25%	1.55548E-04	0.45%	1.56113E-04	1.02%
	55, 95, 5	4.14132E-06	4.12888E-06	0.37%	6.02771E-05	0.60%	6.01677E-05	1.53%

Таблица 3. Результаты расчетов Задача 3

Координата (X,Y,Z)	Плотность потока							
	Вариант I				Вариант II			
	Аналитическое решение	TDMCC	1σ	GMVP	1σ	TDMCC	1σ	
A	5, 5, 5	5.95659E+00	5.92216E+00	0.84%	8.61578E+00	0.04%	8.59623E+00	0.22%
	5, 15, 5	1.37185E+00	1.37154E+00	0.06%	2.16130E+00	0.01%	2.16095E+00	0.01%
	5, 25, 5	5.00871E-01	5.00842E-01	0.04%	8.93784E-01	0.01%	8.93711E-01	0.01%
	5, 35, 5	2.52429E-01	2.52574E-01	0.04%	4.78052E-01	0.01%	4.78003E-01	0.01%
	5, 45, 5	1.50260E-01	1.50251E-01	0.04%	2.89424E-01	0.01%	2.89391E-01	0.01%
	5, 55, 5	9.91726E-02	9.92001E-02	0.04%	1.92698E-01	0.01%	1.92665E-01	0.01%
	5, 65, 5	4.22623E-02	4.22729E-02	0.04%	1.04982E-01	0.08%	1.04812E-01	0.15%
	5, 75, 5	1.14703E-02	1.14779E-02	0.04%	3.37544E-02	0.11%	3.37594E-02	0.19%
	5, 85, 5	3.24662E-03	3.24626E-03	0.04%	1.08158E-02	0.16%	1.07922E-02	0.19%
B	5, 95, 5	9.48324E-04	9.48269E-04	0.05%	3.39632E-03	0.28%	3.39257E-03	0.29%
	15, 55, 5	9.91726E-02	9.90947E-02	0.04%	1.92698E-01	0.01%	1.92694E-01	0.01%
	15, 55, 5	2.45041E-02	2.44641E-02	0.06%	6.72147E-02	0.02%	6.72233E-02	0.02%
	25, 55, 5	4.54477E-03	4.53918E-03	0.10%	2.21799E-02	0.03%	2.21757E-02	0.04%
	35, 55, 5	1.42960E-03	1.42663E-03	0.15%	9.90646E-03	0.03%	9.90753E-03	0.05%
	45, 55, 5	2.64846E-04	2.63108E-04	0.26%	3.39066E-03	0.20%	3.39309E-03	0.90%
C	55, 55, 5	9.14210E-05	9.10353E-05	0.39%	1.05629E-03	0.33%	1.05493E-03	1.10%
	5, 95, 35	3.27058E-05	3.27083E-05	0.16%	3.44804E-04	0.79%	3.48882E-04	0.82%
	15, 95, 35	2.68415E-05	2.68033E-05	0.17%	2.91825E-04	0.66%	2.88808E-04	0.46%
	25, 95, 35	1.70019E-05	1.69459E-05	0.20%	2.05793E-04	0.53%	2.05333E-04	0.56%
	35, 95, 35	3.37981E-05	3.37199E-05	0.20%	2.62086E-04	0.08%	2.61993E-04	0.09%
	45, 95, 35	6.04893E-06	6.04025E-06	0.33%	1.05367E-04	0.40%	1.07023E-04	2.04%
55, 95, 35	3.36460E-06	3.34707E-06	0.40%	4.44962E-05	0.44%	4.54941E-05	2.52%	

Из приведенных результатов видно, что полученные значения хорошо согласуются как с аналитическим решением, так и со значениями, полученными по программе GMVP. Разница между

аналитическим решением и решением по программе TDMCC не превышает 3σ . Разница значений полученных по TDMCC и GMVP также обусловлена только статистической погрешностью.

Задача INEEL/BSS3/BP3

Задача BP3 - двумерная модель с гомогенизированными в кассетах константами, представляющая собой упрощенную модель реактора ВВЭР-1000 с первоначальной урановой загрузкой. Геометрия задачи представлена на Рисунке /**Ошибка! Источник ссылки не найден.**

По методу Монте-Карло были проведены многочисленные расчеты с разным количеством историй на поколение и количеством поколений. Количеством неактивных поколений было равно 100. Энерговыведения в некоторых кассетах для трех расчетов (A – 26 тысяч поколений по 3 000 историй, B – 2300 поколений по 30000 историй, C - 16000 поколений по 100000 историй) приведены в Таблице . При расчете по программе TDMCC использовалось то же самое количество историй.

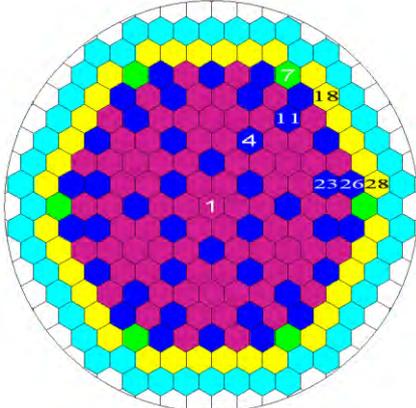


Рис. 1. Геометрия задачи BP3

Таблица 4. Значения энерговыведения в кассетах

SA		MC	1σ	MC- 3σ	MC+ 3σ	TDMCC	1σ	MX
1	A	0.8934	0.0018	0.8879	0.8988	0.9126	0.0026	0.9040
	B	0.8980	0.0021	0.8918	0.9043	0.9005	0.0027	
	C	0.9023	0.0005	0.9008	0.9039	0.9038	0.0005	
4	A	1.2619	0.0024	1.2547	1.2690	1.2737	0.0027	1.2720
	B	1.2702	0.0028	1.2618	1.2786	1.2692	0.0028	
	C	1.2744	0.0007	1.2723	1.2765	1.2752	0.0006	
7	A	1.0422	0.0022	1.0355	1.0488	1.0271	0.0024	1.0310
	B	1.0334	0.0026	1.0257	1.0410	1.0349	0.0024	
	C	1.0290	0.0006	1.0272	1.0307	1.0289	0.0006	
11	A	1.3267	0.0025	1.3193	1.3342	1.3251	0.0022	1.3260
	B	1.3241	0.0029	1.3155	1.3326	1.3284	0.0022	
	C	1.3264	0.0007	1.3242	1.3285	1.3248	0.0006	
18	A	0.7999	0.0020	0.7940	0.8058	0.7898	0.0018	0.7900
	B	0.7881	0.0023	0.7814	0.7949	0.7909	0.0018	
	C	0.7878	0.0005	0.7863	0.7893	0.7881	0.0006	
23	A	1.3266	0.0025	1.3192	1.3340	1.3251	0.0019	1.3260
	B	1.3281	0.0029	1.3195	1.3367	1.3284	0.0019	
	C	1.3275	0.0007	1.3254	1.3296	1.3248	0.0006	
26	A	1.2260	0.0024	1.2189	1.2332	1.2164	0.0022	1.2150
	B	1.2212	0.0027	1.2130	1.2294	1.2177	0.0023	
	C	1.2144	0.0007	1.2124	1.2164	1.2126	0.0006	
28	A	0.6385	0.0017	0.6333	0.6437	0.6323	0.0017	0.6330
	B	0.6358	0.0020	0.6297	0.6418	0.6357	0.0020	
	C	0.6318	0.0005	0.6305	0.6332	0.6318	0.0005	

Полученные значения энерговыведения хорошо согласуются с результатами, полученными по другим программам.

Эксперимент «Skyshine»

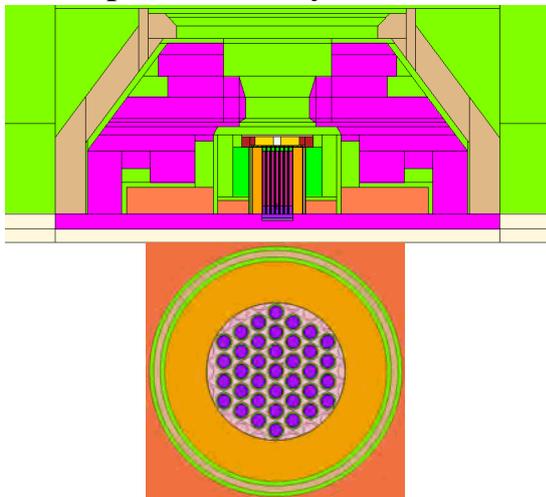


Рис. 2. Геометрия задачи SKYSHINE

Эксперимент «Skyshine» проводился для измерения пространственного распределения нейтронов и фотонов в атмосфере поблизости от исследовательского реактора, входящего в состав комплекса «Байкал-1» и расположенного недалеко от Семипалатинска. Топливо – высокообогащенный уран(90%). Мощность установки – 300 кВт.

В ходе эксперимента были измерены:

- Скорости реакций рассеяния на индиевом датчике на трех высотных уровнях относительно верхней части реактора (0 см, 130 см и 260 см) на разных расстояниях от оси реактора.

- Поток тепловых нейтронов на трех высотных уровнях относительно верхней части реактора (0 см, 130 см и 260 см) на разных расстояниях от оси реактора.

- Потоки тепловых и остальных (быстрых и промежуточных) нейтронов на расстояниях: 50, 100, 200, 300, 400, 500, 600, 800 и 1000м от источника (оси реактора).
- Мощности нейтронных доз на расстояниях: 50, 100, 200, 300, 400, 500, 600, 800 и 1000м от оси реактора.

Эксперимент был проведен трижды: 13 ноября 1996 г., 30 июля 1997 г. и 7 октября 1997 г. Геометрия установки изображена на Рисунке 2.

Результаты расчетов скоростей реакций на индиевом датчике за 13 ноября 1996 года на трех разных высотных уровнях представлены в Таблице . Результаты расчетов потоков тепловых нейтронов за 13 ноября 1996 года на трех разных высотных уровнях представлены в Таблице .

Таблица 5. Распределение скоростей реакций (n,n') на ^{115}In и потока тепловых нейтронов

	R, см	Скорость реакции $^{115}\text{In}(n,n') \cdot 10^{24}$, 1/с			Поток тепловых нейтронов, $1/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$		
		Эксперимент	MCNP ($k_{\text{эфф}} = 0,994$)	TDMCC ($k_{\text{эфф}} = 0,996$)	Эксперимент	MCNP ($k_{\text{эфф}} = 0,994$)	TDMCC ($k_{\text{эфф}} = 0,9955$)
Уровень 0 (H = 0 см)	0	1,63E+10	2,18E+10	2,09E+10	2,20E+10	2,22E+10	2,21E+10
	5	1,57E+10	2,18E+10	2,20E+10	2,20E+10	2,18E+10	2,34E+10
	10	1,43E+10	2,04E+10	2,06E+10	2,30E+10	2,30E+10	2,37E+10
	17	1,12E+10	1,43E+10	1,44E+10	2,10E+10	2,39E+10	2,49E+10
	25	8,87E+09	7,89E+09	8,05E+09	2,40E+10	2,66E+10	2,91E+10
	30	8,87E+09	5,94E+09	6,37E+09	2,60E+10	2,94E+10	3,17E+10
	38	6,58E+09	3,36E+09	3,67E+09	2,70E+10	4,05E+10	4,27E+10
Уровень 1 (H = 130 см)	0	8,87E+08	6,74E+08	6,95E+08	3,20E+09	2,08E+09	2,23E+09
	10	8,87E+08	6,83E+08	6,97E+08	3,20E+09	2,08E+09	2,27E+09
	20	8,01E+08	6,41E+08	6,66E+08	2,90E+09	1,97E+09	2,13E+09
	30	7,72E+08	6,10E+08	6,33E+08	2,80E+09	1,85E+09	2,02E+09
	40	7,15E+08	5,65E+08	5,86E+08	2,20E+09	1,72E+09	1,88E+09
	55	5,43E+08	4,89E+08	4,89E+08	1,60E+09	1,34E+09	1,47E+09
	70	2,60E+08	3,04E+08	3,08E+08	1,10E+09	1,01E+09	1,11E+09
	85	6,01E+07	4,63E+07	4,26E+07	6,20E+08	6,01E+08	6,29E+08
Уровень 2 (H = 260 см)	100	1,80E+07	1,58E+07	1,53E+07	3,30E+08	2,41E+08	2,65E+08
	0	2,32E+08	1,67E+08	1,88E+08	5,30E+08	2,65E+08	3,11E+08
	15	2,29E+08	1,79E+08	1,87E+08	5,00E+08	2,45E+08	3,14E+08
	30	2,26E+08	1,76E+08	1,82E+08	4,70E+08	2,77E+08	3,05E+08
	45	2,15E+08	1,66E+08	1,78E+08	4,20E+08	2,60E+08	3,06E+08
	60	2,00E+08	1,58E+08	1,64E+08	3,90E+08	2,61E+08	2,91E+08
	80	1,69E+08	1,45E+08	1,49E+08	3,60E+08	2,38E+08	2,70E+08
	100	1,29E+08	1,32E+08	1,25E+08	3,00E+08	2,40E+08	2,58E+08
	120	8,58E+07	9,78E+07	9,42E+07	2,10E+08	2,08E+08	2,31E+08
	140	5,15E+07	5,67E+07	5,69E+07	1,70E+08	1,84E+08	1,95E+08

Результаты расчетов и экспериментальные данные потока тепловых нейтронов, потока быстрых и промежуточных нейтронов, мощности нейтронной дозы за 13 ноября 1996 года, 30 сентября 1997, 7 октября 1997 представлены в Таблице 6.

Таблица 6. Значения рассчитанных и измеренных функционалов на разных высотах

R, м	Поток тепловых нейтронов Φ_{th} , (см ² ·с) ⁻¹			Поток быстрых+промежуточных нейтронов Φ_{f+in} , (см ² ·с) ⁻¹			Мощность дозы излучения нейтронов D_n , мкЗв/ч			
	Эксперимент	TDMCC	MCNP	Эксперимент	TDMCC	MCNP	Эксперимент	TDMCC	MCNP	
13 ноября 1996	50	2,47E+05	7,97E+05	7,58E+05	1,44E+06	1,90E+06	1,86E+06	3,22E+05	3,63E+05	3,70E+05
	100	6,83E+04	2,16E+05	2,10E+05	4,28E+05	5,30E+05	5,22E+05	9,90E+04	1,10E+05	1,10E+05
	200	1,18E+04	3,62E+04	3,59E+04	7,43E+04	9,55E+04	9,44E+04	1,80E+04	2,12E+04	2,14E+04
	300	2,49E+03	9,38E+03	9,36E+03	1,56E+04	2,56E+04	2,53E+04	4,53E+03	5,86E+03	5,89E+03
	400	7,45E+02	2,94E+03	2,94E+03	5,50E+03	8,01E+03	7,92E+03	1,64E+03	1,86E+03	1,85E+03
	500	2,54E+02	1,02E+03	1,01E+03	1,84E+03	2,75E+03	2,70E+03	5,13E+02	6,45E+02	6,41E+02
	600	8,69E+01	3,71E+02	3,68E+02	6,03E+02	1,00E+03	9,83E+02	1,73E+02	2,37E+02	2,37E+02
	800	1,21E+01	5,47E+01	5,37E+01	8,44E+01	1,47E+02	1,43E+02	2,60E+01	3,57E+01	3,55E+01
	1000	2,05E+00	8,70E+00	8,49E+00	1,43E+01	2,35E+01	2,29E+01	4,64E+00	5,94E+00	5,80E+00
	30.09.1997	200	1,07E+04	4,02E+04	3,97E+04	9,26E+04	1,02E+05	1,02E+05	1,84E+04	2,26E+04
300		2,69E+03	1,12E+04	1,11E+04	2,59E+04	2,94E+04	2,90E+04	6,38E+03	6,71E+03	6,76E+03
400		8,91E+02	3,73E+03	3,70E+03	8,21E+03	9,96E+03	9,77E+03	1,95E+03	2,32E+03	2,30E+03
500		3,16E+02	1,38E+03	1,37E+03	2,80E+03	3,68E+03	3,64E+03	7,60E+02	8,74E+02	8,74E+02
600		1,27E+02	5,42E+02	5,37E+02	1,11E+03	1,44E+03	1,41E+03	2,82E+02	3,45E+02	3,44E+02
800		1,96E+01	9,25E+01	9,19E+01	1,82E+02	2,47E+02	2,40E+02	4,61E+01	6,07E+01	5,95E+01
1000		3,72E+00	1,69E+01	1,65E+01	3,34E+01	4,56E+01	4,41E+01	8,90E+00	1,15E+01	1,12E+01
200		1,15E+04	4,49E+04	4,43E+04	9,50E+04	1,04E+05	1,03E+05	2,26E+04	2,23E+04	2,26E+04
7.10.1997	300	3,03E+03	1,27E+04	1,26E+04	2,55E+04	2,98E+04	2,96E+04	6,73E+03	6,69E+03	6,73E+03
	400	9,78E+02	4,25E+03	4,25E+03	8,80E+03	1,02E+04	9,94E+03	2,32E+03	2,35E+03	2,32E+03
	500	3,42E+02	1,58E+03	1,57E+03	3,12E+03	3,79E+03	3,71E+03	8,86E+02	8,89E+02	8,86E+02
	600	1,40E+02	6,26E+02	6,13E+02	1,23E+03	1,49E+03	1,45E+03	3,54E+02	3,57E+02	3,54E+02
	800	2,55E+01	1,08E+02	1,06E+02	2,18E+02	2,61E+02	2,51E+02	6,42E+01	6,57E+01	6,42E+01
	1000	5,12E+00	2,01E+01	1,96E+01	4,53E+01	4,95E+01	4,76E+01	1,27E+01	1,32E+01	1,27E+01

Для уменьшения дисперсии насчитанных функционалов использовались поверхности расщепления. Стоит отметить хорошее согласие результатов расчета со значениями, полученными по программе MCNP. Также результаты хорошо совпадают с данными эксперимента, кроме значения потока тепловых нейтронов. Возможная причина отклонения полученных результатов - ошибка в методике измерений. В данном случае нас интересует разница с результатами, полученными по программе MCNP, а она незначительна.

Литература

1. Keisuke Kobayashi, Naoki Sugimura, Yasunobu Nagaya. 3-D radiation transport benchmark problems and results for simple geometries with void regions; OECD 2000.
2. Суслов И.Р., Мельников К.Г.. Расчет тестовых моделей реактора ВВЭР по методу характеристик и методу Монте-Карло; Обнинск, ФЭИ.
3. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, NEA/NCS/DOC(95)3 September 2010 Edition, 2010.
4. Программа: TDMCC (Time-Dependent Monte Carlo Code). Свидетельство о гос. регистрации №2010614412. «ФГУП РФЯЦ ВНИИЭФ».

Численное моделирование процесса переноса в двупористых средах

Григорьев Ф.В., студент 4 курса МФТИ

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: grig-fedor@yandex.ru

1. Введение

Для учета неоднородности горной породы при расчете процесса переноса может быть использована модель двойной пористости, в которой среда представляется системой слабопроницаемых блоков, равномерно прорезаемых проводящими каналами. Перенос в каналах происходит посредством конвекции, в блоках – диффузионным путем.

В данной работе реализованы модели двойной пористости в одномерной постановке. Изучено поведение моделей в зависимости от различных параметров.

2. Описание моделей

Согласно работе [1], диффузию в блоке можно описать одной из двух моделей. В модели сосредоточенной емкости процесс переноса усредняется внутри блока, т.е. считается, что емкость блока сосредоточена в его центре. Тогда система уравнений переноса имеет следующий вид:

$$\begin{cases} n_m \frac{\partial C_m}{\partial t} + v \frac{\partial C_m}{\partial x} + k(C_m - C_{im}) = 0 \\ n_{im} \frac{\partial C_{im}}{\partial t} = k(C_m - C_{im}) \end{cases} \quad (1)$$

где n_m , n_{im} – пористости хорошо и плохо проницаемых областей соответственно, v – скорость фильтрации, k – коэффициент массообмена. Последний зависит от коэффициента диффузии в блоке D и геометрии блока. В данной работе считаем блоки шарами радиуса R . Тогда $k = n_{im} \frac{3D}{R^2}$.

В модели распределенной емкости считается, что концентрация неравномерно распределена внутри блока. Соответствующая система уравнений:

$$\begin{cases} n_m \frac{\partial C_m}{\partial t} + v \frac{\partial C_m}{\partial x} + \frac{3Dn_{im}}{R} \frac{\partial C_{im}}{\partial r} \Big|_{r=R} = 0 \\ n_{im} \frac{\partial C_{im}}{\partial t} = D \Delta C_{im} \\ C_{im} \Big|_{r=R} = C_m \end{cases} \quad (2)$$

3. Схема численного решения

Были построены численные алгоритмы на основе схемы направленных разностей, схемы MUSCL из [2] и схемы КАБАРЕ [3]. В ходе тестов схема КАБАРЕ показала наименьшую численную диффузию и потому стала основной для дальнейших расчетов.

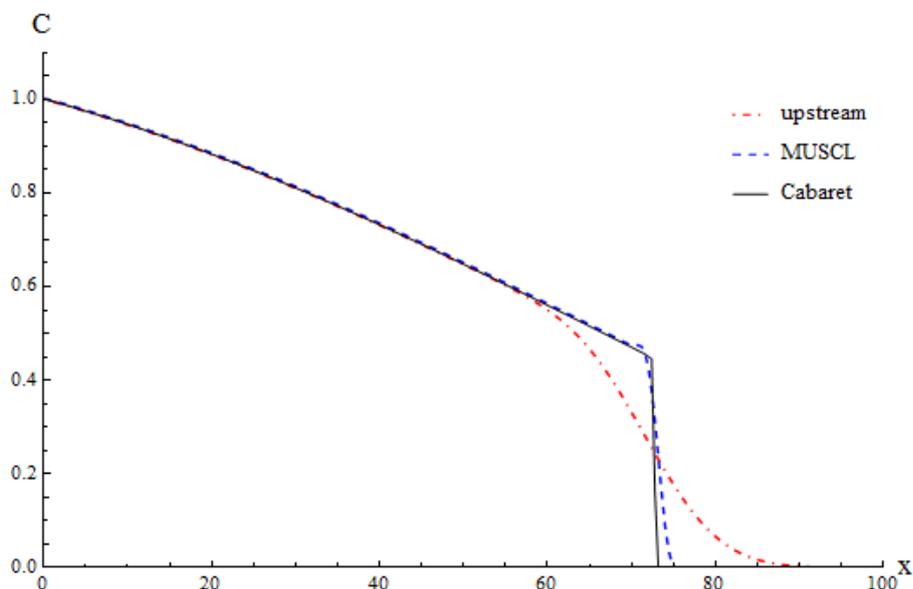


Рис. 1. Сравнение трех алгоритмов при решении задачи о поршневом вытеснении в среде с двойной пористостью. Видно, что у схемы КАБАРЕ отсутствует численная диффузия.

4. Расчет

Решалась задача со следующими начальными и граничными условиями: $C_m(x, 0) = 0$, $C_m(0, t) = 1$. Параметры модели: $\nu = 10$ м/сут, $n_m = n_{im} = 0.5$, $L = 500$ м. Параметры численной схемы: 1200 ячеек в сетке, CFL = 0.5, 10 слоев в блоке в модели распределенной емкости.

Сравнение моделей

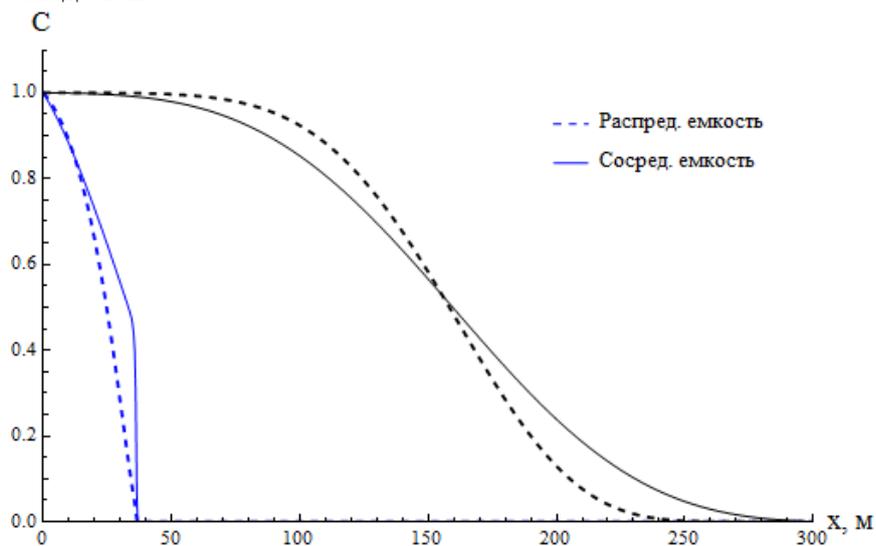


Рис. 2. Распределение концентрации по длине пути миграции на время 75 суток (синим цветом) и 550 (черным цветом) суток. $R = 1$ м, $D = 10^{-4}$ м²/сут

Влияние коэффициента диффузии в блоках

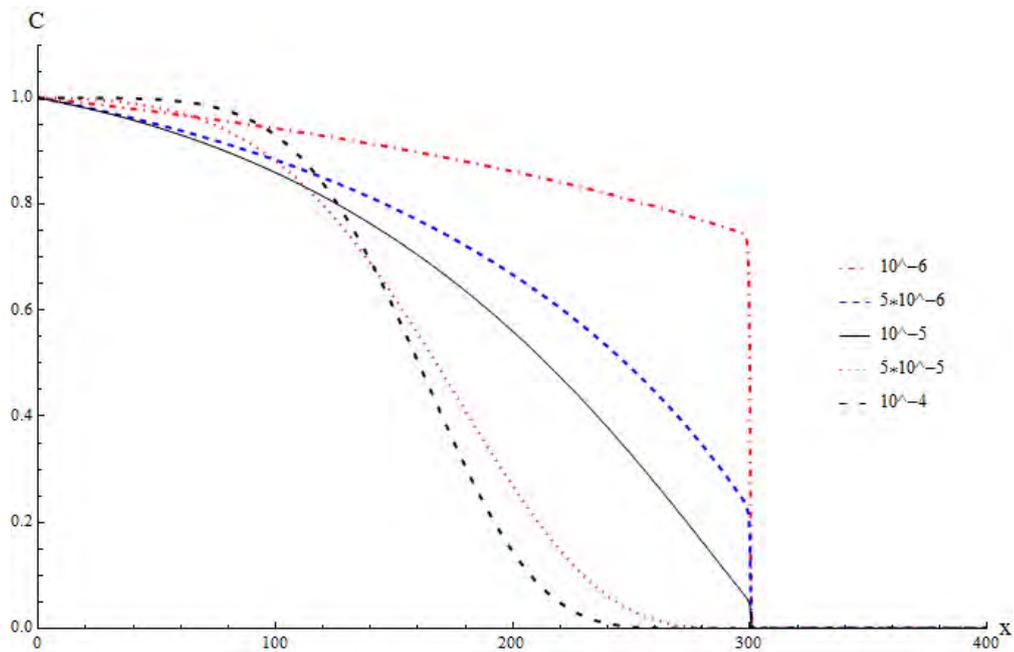


Рис. 3. Распределение концентрации по длине пути миграции на время 560 сут для моделей с различными значениями коэффициента диффузии ($m^2/сут$) $R = 1$ м

Расчеты показывают, что чем больше коэффициент диффузии в блоке, тем раньше формируется квазидиффузионный профиль распределения концентрации.

Влияние радиуса блока

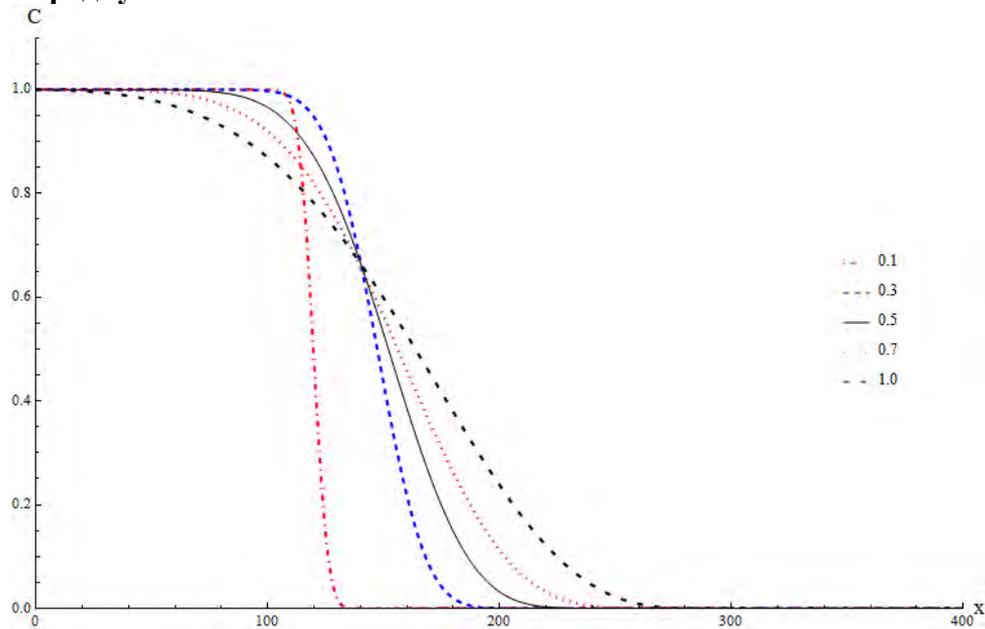


Рис. 4. Распределение концентрации по длине пути миграции на время 550 сут для моделей с различными радиусами блоков ($м$) $D = 5 \cdot 10^{-5} m^2/сут$

Расчеты показывают, что чем меньше радиус зерна, тем быстрее формируется квазидиффузионный профиль распределения концентрации и тем меньше ширина переходной зоны.

5. Заключение

Созданы численные схемы решения задачи переноса в двупористых средах для моделей с распределенной и с сосредоточенной емкостью. Выбрана схема с наименьшей численной диффузией. Проведены расчеты с варьированием различных параметров моделей. Результаты согласуются с теоретическими оценками [4]. В дальнейшем планируется учесть сорбцию.

Литература

1. В.М. Шестаков “Гидрогеодинамика”, Издательство МГУ, Москва, 1995.
2. Matthew W. Farthing, Cass T. Miller, “A comparison of high-resolution, finite-volume, adaptive-stencil schemes for simulating advective-dispersive transport”, *Advances in Water Resources* 24 (2001) 29-48.
3. В.М. Головизнин, М.А. Зайцев, С.А. Карабасов, И.А. Короткин, “Новые алгоритмы вычислительной гидродинамики для многопроцессорных вычислительных комплексов”, Издательство Московского университета, Москва, 2013 (стр. 51-53).
4. В.А. Мироненко, В.Г. Румынин. “Проблемы гидрогеоэкологии. Монография в 3-х томах. Том 1. Теоретическое изучение и моделирование геомиграционных процессов”, Издательство Московского государственного горного университета, Москва, 1998 (стр. 122-130).

Применение модели электризации кучево-дождевых облаков для прогноза грозовой активности

Губенко И.М., аспирант 3 года ФГБУ "Гидрометцентра России"

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-75, эл. почта: img0504@yandex.ru

1. Введение

Изучение грозовой активности – одно из направлений исследований в области атмосферного электричества. Особенно актуальным является прогноз молниевых разрядов типа облако-земля, представляющих наибольшую угрозу человеку, отраслям экономики, техническим устройствам и инженерным сооружениям.

На современном этапе характеристики атмосферного электричества не рассчитываются в численных моделях атмосферной циркуляции, и прогноз грозовой активности производится по косвенным признакам, в частности, по анализу степени неустойчивости атмосферы. В подобных методах составляющая скорости ветра, которая, в сущности, играет определяющую роль в эволюции кучево-дождевых облаков (Cb), учитывается лишь косвенно (то есть фактически по количеству скрытого тепла, которое выделяется при конденсации водяного пара) [2]. Поэтому прогнозы грозовой активности, произведенные с помощью индексов неустойчивости атмосферы, имеют сравнительно невысокую оправданность [1, 2].

В работе представлено физико-математическое описание модели электризации кучево-дождевых облаков, явно учитывающей процессы атмосферного электричества, и обсуждаются результаты ее валидации.

2. Индексы неустойчивости атмосферы

Известно, что прогноз грозовой активности связан с оценкой степени неустойчивости атмосферы. В соответствии с адиабатическими моделями конвекции, возникновение неустойчивости воздушных масс в конвективных облаках в большей степени зависит от разности температуры между облачной частицей и окружающим ее воздухом, влажности воздушной массы, а также сдвигов ветра в зонах кучево-дождевой облачности. На подобных методах основаны индексы неустойчивости атмосферы, широко применяемые для прогноза грозовой активности [1].

Такое предположение является сильным упрощением фактического процесса конвекции. Наряду с адиабатическими моделями конвекции существуют кинематические (неадиабатические) модели [5, 9]. Они учитывают вовлечение окружающего воздуха внутрь поднимающихся или опускающихся элементов конвекции, сопровождающееся обменом энергией, количеством движения и другими характеристиками между этими элементами и атмосферой [1]. Восходящие и нисходящие потоки формируются из теплого и влажного воздуха и попадают внутрь Cb через его основание и боковую поверхность нижней трети.

На основе кинематической модели в [1] описан индекс неустойчивости атмосферы с учетом вертикальной скорости I_w (Instability index based on vertical wind component):

$$I_w = 10 \cdot \sum_{300}^{850} w + 0,125 \cdot [T_{850} + 0,5 \cdot (Td_{850} + Td_2)], \quad (1)$$

где $\sum_{300}^{850} w$ - сумма вертикальных скоростей на изобарических поверхностях 300, 500, 600, 700, 850 гПа,

м/с; Td_{850} - температура точки росы на изобарической поверхности 850 гПа; td_2 – температура на высоте 2 м, °С.

3. Физико-математическое описание модели электризации

Численная модель электризации кучево-дождевого облака содержит два основных блока – метеорологический (микрофизический) и электрический. Блок-схема модели электризации представлена на рис.1.

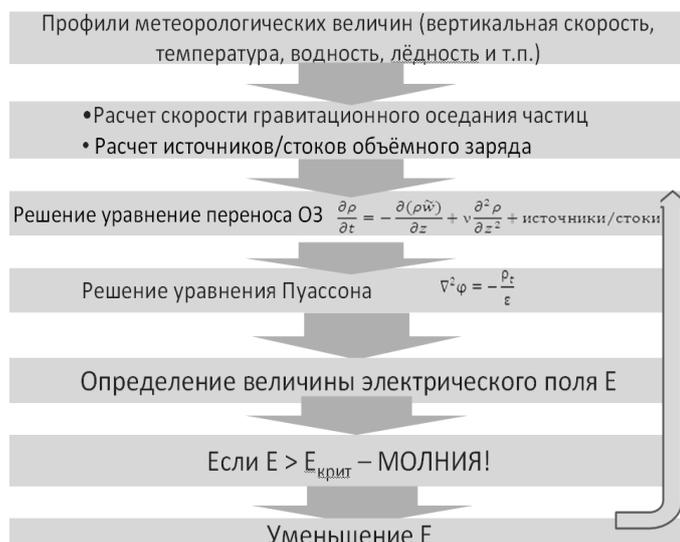


Рис. 1. Блок-схема численной модели электризации

В качестве входных профилей для метеорологического блока использовались следующие профили температуры, ледности гидрометеров, влажности облака, вертикальной составляющей скорости ветра.

Далее, рассчитывается скорость гравитационного оседания частиц, и затем приводятся уравнения генерации зарядов при взаимодействии различных сортов гидрометеров. Характер взаимодействия гидрометеров определяется механизмом генерации зарядов.

Неиндукционное заряджение частиц заключается в столкновении граупелей с кристаллами снега при воздействии переохлажденной воды (схема И.М. Имянитова) [4]. Таким образом, для двух категорий гидрометеров x и y уравнение генерации объемного заряда аппроксимируется как:

$$G_{x,y} = \beta \times \delta q_{xy} \times (1 - E_{xy}) \times E_{xy}^{-1} \times |V_x - V_y| \times n_{xy}, \quad (2)$$

где $G_{x,y}$ - генерация зарядов двух взаимодействующих частиц x и y , Кл·м⁻³·с⁻¹; β – функция от температуры; δq_{xy} - заряд, получаемый частицами за одно соударение, Кл; E_{xy} - коэффициент слияния или столкновения гидрометеров; $V_{x,y}$ – скорость гравитационного оседания гидрометеров, м/с; n_{xy} - численная концентрация гидрометеров.

Индукционное заряджение частиц – механизм заряджения, при котором гидрометеоры (как правило, граупели и облачные капли) поляризуются под действием электрического поля атмосферы. Тогда уравнение генерации зарядов при взаимодействии облачных и дождевых капель будет иметь следующий вид [Ziegler]:

$$G_{g,c} = \left[\frac{\pi}{4} E_{g,c} (1 - E_{g,c}) D_g^2 V_g N_g^{0.022} \right] \cdot \left[\left(\frac{\pi^3}{2} \right) D_c^2 E_z \cos \theta - \left(\frac{\pi^2}{6} \right) Q_g \left(\frac{D_c^2}{D_g^2} \right) \right], \quad (3)$$

где $G_{g,c}$ - генерация зарядов при взаимодействии граупелей и облачных частиц, Кл·м⁻³·с⁻¹; E_{xy} - коэффициент слияния или столкновения граупелей и облачных капель; N_g – численная концентрация граупелей; $\cos \theta = 0.84$ – среднее значение косинуса угла, определяющего местоположение облачной

капли относительно граупеля; V_g - скорость гравитационного оседания граупелей, м/с; Q_g - плотность объемного заряда граупелей, Кл/м³; D_g - диаметр граупелей, м; D_c - диаметр облачной капли, м; E_z - начальное значение напряженности электрического поля, В/м.

Ввиду того, что согласно [4], в облаке наблюдаются различные механизмы генерации зарядов, рассмотрим их совокупность. Тогда комплексный механизм генерации зарядов будет включать индукционное, неиндукционное заряджение, генерацию зарядов при соударении и разлете частиц.

В соответствии с [3] генерация заряда при соударении и отскоке частиц наблюдается при взаимодействии облачных капель с дождевыми, облачных капель с граупелями и граупелей с частицами льда. Тогда уравнение генерации заряда между облачными и дождевыми каплями примет вид [3]:

$$G_{c,r} = N_r N_c |V_r - V_c| \frac{\pi}{4} (D_r + D_c)^2 E_{r,c} (1 - E_{r,c}) \times \left[-\gamma_1 D_c^2 \cos \theta \cdot E_z + \frac{q_c - \gamma_2 q_r \left(\frac{D_c}{D_r} \right)^2}{1 + \gamma_2 \left(\frac{D_c}{D_r} \right)^2} \right], \quad (4)$$

где $G_{c,r}$ - генерация зарядов при взаимодействии облачных и дождевых капель, Кл·м⁻³·с⁻¹; $N_{c,r}$ - численная концентрация дождевых и облачных капель; $V_{c,r}$ - скорость гравитационного оседания облачной и дождевой капли, м/с; D_r - диаметр дождевой капли, м $E_{r,c}$ - коэффициент слияния или столкновения облачных и дождевых капель; $\gamma_1 = 1,23$ и $\gamma_2 = 1,64$ - эмпирические коэффициенты, соответствующие размерам капель; $\cos \theta = 0,666$ - среднее значение косинуса угла, определяющего местоположение облачной капли относительно дождевой.

Выражение для генерации заряда при взаимодействии группелей и облачных капель $G_{c,g}$ записывается аналогично с соответствующей подстановкой параметров ледяных кристаллов вместо дождевых капель.

Выражение для генерации заряда на частицах ледяных кристаллов и граупелях будет иметь следующий вид [3]:

$$G_{g,i} = N_g N_i |V_i - V_g| \frac{\pi}{4} (D_i + D_g)^2 E_{g,i} (1 - E_{g,i}) \delta q_{g,i}, \quad (5)$$

где $G_{g,i}$ - генерация зарядов при взаимодействии граупелей и ледяных частиц, Кл·м⁻³·с⁻¹; N_i - численная концентрация частиц льда; $V_{g,i}$ - скорость гравитационного оседания граупелей и частиц льда, м/с; D_i - диаметр частицы льда, м $E_{g,i}$ - коэффициент слияния или столкновения частиц льда и граупелей; δq_{gi} - заряд, получаемый частицами льда и граупелями за одно соударение, Кл.

Электрический блок включает в себя расчет стоков и источников объемного заряда, уравнения переноса объемного заряда, уравнение Пуассона и расчет напряженности электрического поля атмосферы. Уравнения записываются в виде:

$$S = \sum G_{x,y}, \quad (6)$$

где S – сток/исток объемного заряда.

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} = -\frac{\partial(\rho \tilde{w})}{\partial z} + \nu \frac{\partial^2 \rho}{\partial z^2} + S, \quad (7)$$

где $\tilde{w} = w - V_{x,y}$ - эффективная скорость частицы, м/с; ν - коэффициент турбулентной диффузии, м²/с.

$$\nabla^2 \phi = -\frac{\rho_t}{\varepsilon}, \quad (8)$$

где ρ_t –общая плотность объемного заряда, Кл/м³; $\varepsilon_0 = 8,8542 \cdot 10^{-12}$ Ф/м – электрическая постоянная.

$$E = -\frac{\partial \phi}{\partial z}, \quad (9)$$

где z – высота, м.

Пробойное значение напряженности, достаточное для инициирования молнии, было установлено $2 \cdot 10^5$ В/м.

4. Валидация модели электризации

Для оценки качества прогноза гроз по модели электризации был выбран Центральный федеральный округ России (ЦФО). По данным наблюдений для валидации результатов прогноза на всех синоптических станциях были отобраны случаи грозовой деятельности за 13 мая - 31 августа 2013 г. (всего 910 случаев). Также были использованы данные всемирной сети регистрарции молний WWLLN в радиусе ± 50 км от метеостанции. Суммарное число фактических грозовых очагов, зафиксированных сетью синоптических станций и сетью WWLLN, составляет 1105. Валидация прогнозов произведена как отдельно для дневных, ночных гроз, а также без разделения грозовых очагов по времени суток (то есть все грозовые очаги за сутки). Так как рассматриваемая в работе область (ЦФО) объединена одним часовым поясом, то за дневные грозы были приняты грозовые очаги, отмеченные в 6, 9, 12, 15, 18 чч, а за ночные – 0, 3, 21 чч. Всего зафиксировано 419 ночных гроз и 686 дневных. Фактические данные о грозах были сравнены с прогнозами молниевой активности по модели электризации и индексу Пw. При валидации модели были рассчитаны восемь характеристик оправдываемости прогнозов – оправдываемость и предупрежденность наличия и отсутствия гроз, общая оправдываемость, ложные тревоги, пропуски явления, а также критерий Пирси-Обухова.

5. Заключение

Полученные оценки качества прогноза гроз по модели электризации, основанном на неиндуктивном механизме генерации зарядов, показали наиболее высокие результаты по сравнению с индексом Пw и другими версиями модели электризации. Так, оправдываемость отсутствия гроз (0,99), предупрежденность наличия грозовых очагов не превышала 0,71. Значение критерия Пирси- Обухова не превышает 0,50 и может считаться удовлетворительным.

Литература

1. Губенко И.М., Рубинштейн К.Г., Анализ результатов расчета грозовой активности с помощью индексов неустойчивости атмосферы по данным численной модели WRF – ARW. - Метеорология и гидрология, 2015, № 1, с. 27-37.
2. Губенко И. М., Рубинштейн К. Г. Пример сравнения индексов неустойчивости средней тропосферы в прогностической модели с информацией о грозовой активности. - Метеорология и гидрология, 2014, № 5, с. 40-53, Москва.
3. Довгалоук Ю.А., Веремей Н.Е., Синькевич А.А., Применение полуторамерной модели для решения фундаментальных и прикладных задач физики облаков. – Изд. "Моби Дик", Санкт-Петербург, 2013, 20с.
4. Мучник, В.М. Физика грозы. – Л., Гидрометеиздат, 1974, 352с.

Алгоритм КАБАРЕ для расчета течений многокомпонентных газовых смесей

Данилин А.В., м.н.с. 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 последние десятилетия наблюдается значительный интерес к численному решению уравнений динамики многокомпонентных сред. Интерес этот обусловлен в первую очередь необходимостью точно решать задачи, связанные с турбулентным смещением и горением, актуальных в бесчисленных инженерных областях. В данной работе рассматривается односкоростная модель одномерного движения смеси идеальных газов с различными показателями адиабаты. Представлены уравнения движения среды в консервативной и характеристических формах. На основе балансно-характеристического подхода КАБАРЕ построен алгоритм для численного решения уравнений движения газовой смеси. При помощи полученного алгоритма проведен ряд тестовых расчетов на разрывных начальных данных.

2. Уравнения движения

Модель газовой смеси строится в следующих предположениях: N идеальных газов с постоянными показателями адиабаты и удельными теплоемкостями при постоянном объеме, проскальзыванием отдельных газовых компонентов можно пренебречь, локально компоненты смеси находятся в термодинамическом равновесии, диффузия и вязкость, фазовые и химические превращения отсутствуют. Для этой модели запишем уравнения движения смеси идеальных газов в одномерном случае:

$$\frac{\partial \rho_f}{\partial t} + \frac{\partial \rho_f u}{\partial x} = 0, f = \overline{1, N}; \rho = \sum_{f=1}^N \rho_f; \quad (1)$$

$$\frac{\partial \rho u}{\partial t} + \frac{\partial (\rho u^2 + p)}{\partial x} = 0; \quad (2)$$

$$\frac{\partial \rho E}{\partial t} + \frac{\partial u(\rho E + p)}{\partial x} = 0; \quad (3)$$

где ρ_f - плотности компонентов смеси, ρ - общая плотность среды, u - скорость, p - давление, $E = e + u^2 / 2$ - полная энергия единицы массы, e - внутренняя энергия смеси.

Система ((1-3) должна быть дополнена уравнением состояния среды:

$$p = (\bar{\gamma} - 1)\rho e; \quad \bar{\gamma} = \frac{\sum_{f=1}^N \gamma_f \rho_f C_f}{\sum_{f=1}^N \rho_f C_f}; \quad (4)$$

где $\bar{\gamma}$ - эффективный локальный показатель адиабаты, γ_j - показатели адиабаты компонентов смеси, C_j - удельная теплоемкость при постоянном объеме газовых компонентов.

3. Характеристическая форма уравнений движения

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

$$\frac{\partial R}{\partial t} + (u + c) \frac{\partial R}{\partial x} = 0; \quad (5)$$

$$\frac{\partial Q}{\partial t} + (u - c) \frac{\partial Q}{\partial x} = 0; \quad (6)$$

$$\frac{\partial S}{\partial t} + u \frac{\partial S}{\partial x} = 0; \quad (7)$$

$$\frac{\partial \xi_f}{\partial t} + u \frac{\partial \xi_f}{\partial x} = 0; f = \overline{1, N-1}; \sum_{f=1}^N \xi_f = 1; \quad (8)$$

где $\partial R = \partial u + \partial p / \rho c$, $\partial Q = \partial u - \partial p / \rho c$, $\partial S = \partial p - \bar{\gamma} \partial \rho$ - частные приращения инвариантов Римана, S - энтропия, ξ_f - массовая доля компонентов смеси, u - скорость, $c = \sqrt{\bar{\gamma} p / \rho}$ - локальная скорость звука.

4. Численный алгоритм

Численный алгоритм для решение системы уравнений (1-4) построен на основе балансно-характеристического подхода КАБАРЕ, современная одномерная форма которого представлена в работе [1]. 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 [2]. 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. Результат расчетов

В ходе испытания численного алгоритма была проведена серия расчетов с разрешением произвольного разрыва в начальных данных с различными в показателе адиабаты газах по разные стороны разрыва. Сложность таких задач для численных алгоритмов состоит в порождаемых разрывом в показате дополнительных осцилляциях, влияющих как на качество, так и на устойчивость счета. Решение задач без разрыва в показателе адиабаты газов в данном контексте не представляет интереса, поскольку сводится к однокомпонентной схеме КАБАРЕ [1] с включенным в ней переносом масоовых долей компонентов смеси.

Начальные данные одного из экспериментов задаются согласно (9). Из его результатов, приведенных на рис. 1-3, видно, что численное решение (кружки и треугольники) хорошо согласуется с аналитическим (сплошные и штриховые линии). Образующийся контактный разрыв на стыке двух газов разрешается 7-ю расчетными ячейками. Осцилляции решения имеют достаточно умеренный характер.

Данный результат качественно соответствует приведенному в работе [3], полученному по алгоритму 5-го порядка точности. В качестве дополнительных успешно проведены расчеты по движению контактного разрыва между тяжелым и легким газами, приведенные в работах [3,4]. Их представление выходит за сжатые рамки данной публикации.

$$\begin{aligned} (p, \rho_1, \rho_2, u, \gamma)_L &= (10, 10, 0, 0, 1.4); \\ (p, \rho_1, \rho_2, u, \gamma)_R &= (0.1, 0, 0.125, 0, 1.2). \end{aligned} \tag{9}$$

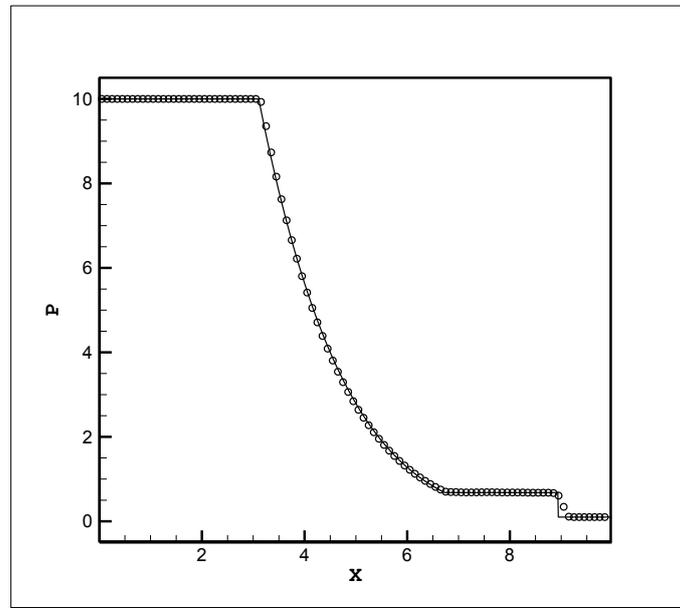


Рис.1. Тестирование численного алгоритма на задаче о распаде сильного разрыва. Давление.
 $N = 100$, $CFL = 0.3$, $T = 1.6$

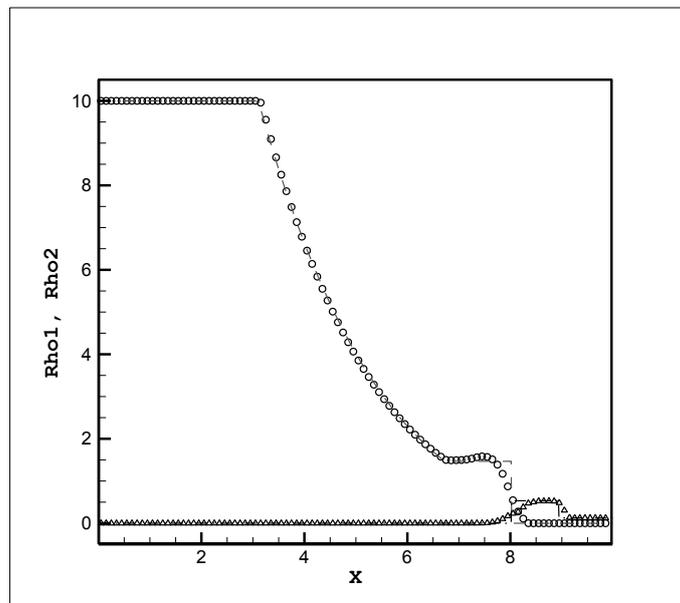


Рис.2. Тестирование численного алгоритма на задаче о распаде сильного разрыва. Плотности.
 $N = 100$, $CFL = 0.3$, $T = 1.6$

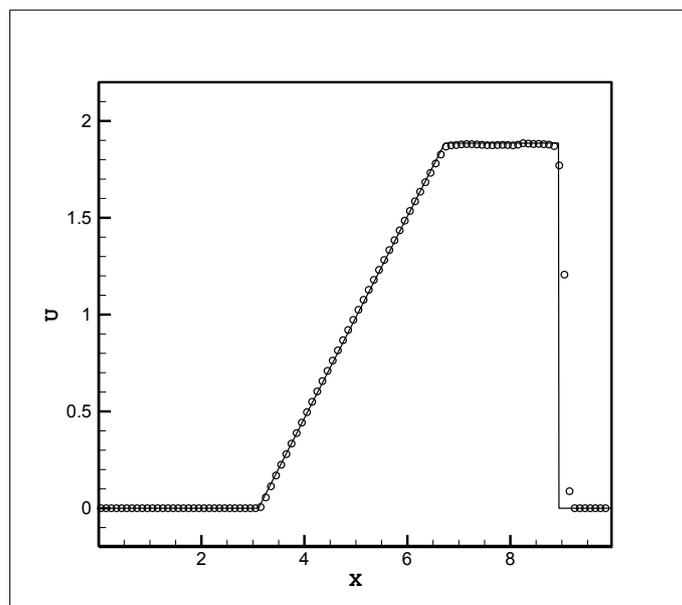


Рис.3. Тестирование численного алгоритма на задаче о распаде сильного разрыва. Скорость.
 $N=100$, $CFL=0.3$, $T=1.6$

6. Заключение

В работе рассмотрены уравнения движения односкоростной смеси идеальных газов в одномерном случае. Данные уравнения приведены к характеристическому виду. Для численного решения системы уравнений (1-3) на основе схемы КАБАРЕ [1,2] был построен и протестирован вычислительный алгоритм, показавший устойчивый счет и высокое качество получаемых решений как в сравнении с аналитическими данными, так и с результатами работ других авторов [3,4].

Литература

1. Головизнин В.М., Самарский А.А. Балансно-характеристические схемы с разделенными консервативными и потоковыми переменными // Математическое моделирование, 2003, т.15, №9, с. 29-48.
2. Головизнин В.М., Карабасов С.А. Нелинейная коррекция схемы Кабаре // Математическое моделирование, 1998, т.10, №12, с. 107-123.
3. Johnsen E., Colonius T., Implementation of WENO schemes in compressible multicomponent flow problems. // Jour. of Comp. Phys. 219, №2, 715-732 (2006).
4. Abgrall R., Karni S. Computations of compressible multifluid // Jour. of Comp. Phys. 169, 594-623 (2001).

Эволюция фазового состава и выход продуктов деления из облученного нитридного топлива

Долгодворов А.П., аспирант 3 года ИБРАЭ РАН

Научные руководители: к.ф.-м.н. с.н.с. 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 настоящее время нитридное топливо рассматривается как перспективное топливо для ядерной энергетики [1]. Нитридное топливо обладает большей плотностью (количество делящегося материала на единицу объема), по сравнению с оксидным топливом, более высокой теплопроводностью, имеет лучшие показатели по воспроизводству и запасу реактивности, имеет более инертные химические свойства. Масштабное применение нитридного топлива в реакторах требует детального исследования его поведения в процессе выгорания.

В 2014 году в рамках работ по созданию кода БЕРКУТ была сформулирована и имплементирована в код термохимическая модель облученного нитридного топлива как составная часть общей модели переноса и выхода продуктов деления (ПД). В данной работе приведены результаты расчетов выхода продуктов деления из моонитрида урана UN в процессе облучения топлива, а также проведен анализ эволюции фазового состава системы.

2. Модель диффузии и выхода продуктов деления

В термохимической модели кода облученное нитридное топливо рассматривается как гетерогенная система, состоящая из нескольких многокомпонентных фаз. Считается, что в равновесном состоянии существует следующее распределение ПД по химическим состояниям и фазам: (а) фаза твердого раствора ПД в моонитриде урана (при моделировании термодинамики системы компонентами твердого раствора являются моонитрид урана UN, азот N, щелочные металлы Cs, Rb, щелочноземельные металлы Ba и Sr, а также их нитриды в форме $BaN_{2/3}$ и $SrN_{2/3}$, полуметалл Te, редкоземельные элементы La, Ce, Nd, Eu, их моонитриды LaN, CeN, NdN, элементы Mo, Ru, Zr, Nb, Sb и нитриды $MoN_{1/2}$, ZrN, NbN, $NbN_{1/2}$); (б) металлическая фаза, представляющая собой твёрдый раствор Mo, Ru; (в) «серая» фаза, рассматриваемая как твёрдый раствор нитридов щелочноземельных элементов Sr_3N_2 и Ba_3N_2 ; (г) две конденсированные фазы летучих ПД, CsI и Cs_2Te ; (д) две твердые интерметаллические фазы Ru_3U и BaTe; (е) газовая фаза, включающая благородные газы, пары нитридов урана, пары ПД и газообразный азот.

В результате распада урана в фазе твердого раствора, физически представляющем собой зерна аппроксимированные шаром радиусом r_{gr} , генерируются продукты деления, и высвобождается азот. Азот и продукты деления способны выходить за границы зерна. Некоторые продукты деления образуют перечисленные выше преципитаты, часть продуктов деления выходит из топлива в газообразной форме (рис. 1).

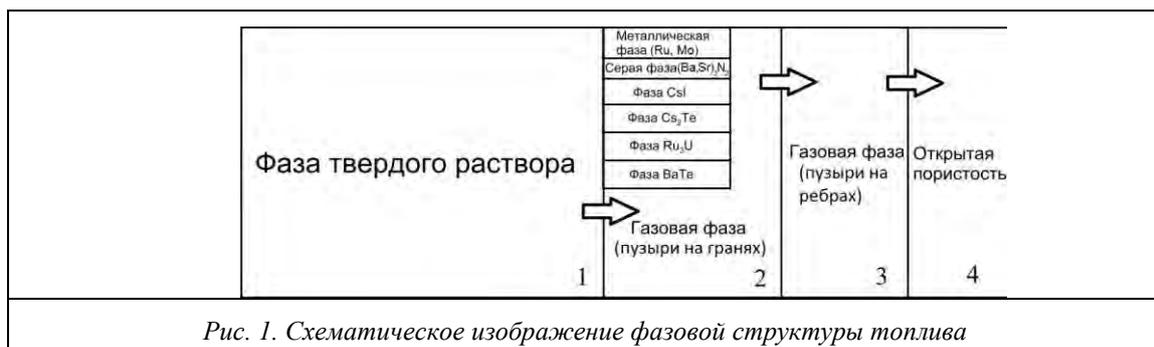


Рис. 1. Схематическое изображение фазовой структуры топлива

Переток молекул из подсистемы 2 в подсистему 3 и из подсистемы 3 в подсистему 4 подчиняется системе уравнений

$$\frac{dE_i^{(2)}}{dt} = F_i^{dif} - R_i^{(2)}, \quad \frac{dE_i^{(3)}}{dt} = R_i^{(2)} - R_i^{(3)}, \quad \frac{dE_i^{(4)}}{dt} = R_i^{(3)}, \quad (0.1)$$

где $E_i^{(k)}$ – концентрация элемента i в подсистеме k , F_i^{dif} – диффузионный поток элемента i за границы зерна

$$F_i^{dif} = -4\pi r_{gr}^2 D_i \left(\frac{\partial c_i^{(1)}(r, t)}{\partial r} \right)_{r=r_{gr}}, \quad (0.2)$$

$R_i^{(k)}$ – кинетический член, отвечающий за перенос молекул из подсистемы k в подсистему $k+1$ ($k = 2, 3$)

$$R_i^{(k)} = \frac{G_i^{(k)}}{\tau^{k \rightarrow k+1}} \theta(\Delta^{(k)}, \delta^{(k)}). \quad (0.3)$$

Коэффициенты диффузии D_i в соотношении (0.2) для продуктов деления взяты равными коэффициенту диффузии ксенона, коэффициенты диффузии для ксенона и азота были взяты из обзорной работы [2]. В соотношении (0.3) $G_i^{(k)}$ – полная концентрация элемента i в газовой фазе k , $\tau^{k \rightarrow k+1}$ – характерное время процесса переноса из подсистемы k в подсистему $k+1$, $\theta(\Delta^{(k)}, \delta^{(k)})$ – функция, отвечающая за открытие канала между подсистемами

$$\theta(\Delta^{(k)}, \delta^{(k)}) = \delta^{(k)} \ln(e^{\Delta^{(k)}/\delta^{(k)}} + 1). \quad (0.4)$$

Феноменологический параметр $\delta^{(k)}$ отвечает за размытие порога, определяющего начало переноса. Канал считается открытым при превышении суммарной концентрации молекул в пузыре $\bar{G}_i^{(k)}$ некоторого критического значения $G_{crit}^{(k)}$. Аргумент $\Delta^{(k)}$ в соотношении (0.4) определяется через указанный параметр $G_{crit}^{(k)}$

$$\Delta^{(k)} = 1 - \frac{G_{crit}^{(k)}}{\bar{G}_i^{(k)}}. \quad (0.5)$$

В формуле (0.2) профиль концентраций элементов $c_i^{(1)}(r, t)$ в подсистеме 1, т.е. внутри зерна, может быть рассчитан с использованием нескольких предположений. Для тех данных по коэффициентам диффузии, которые были использованы в данной работе, отношение D_N/D_{Xe} меняется от ~ 10 до ~ 2 при росте температуры от 1000 К до 1800 К. Вследствие указанного незначительного различия коэффициентов диффузии было рассмотрено два варианта локального, т.е. на масштабах $l \ll r_{gr}$, равновесия. В модели №1 учитывается локальное равновесие азота и продуктов деления. В процессе диффузии участвует только та часть продуктов деления и азота, которая в рамках модели оказывается химически не связанной. В модели №2 учитывается локальное равновесие азота, причем только для азота в диффузии участвует та часть элемента, которая химически не связана. Для остальных продуктов деления в процессе диффузии участвуют все элементы. Был рассмотрен также вариант термохимического равновесия по азоту в подсистемах 1 и 2 (рис. 1), т.е. на масштабах $l \approx r_{gr}$, в модели №3.

Таким образом, уравнение диффузии для модели №1 будет иметь вид

$$\frac{\partial}{\partial t} c_i^{tot}(r, t) = D_i \frac{1}{r^2} \frac{\partial}{\partial r} \left(r^2 \frac{\partial c_i^{free}(\{c^{tot}(r, t)\}, T)}{\partial r} \right) + s_i(t), \quad i = 1, \dots, n_e, \quad (0.6)$$

В модели №2 уравнение диффузии для азота

$$\frac{\partial}{\partial t} c_N^{tot}(r, t) = D_N \frac{1}{r^2} \frac{\partial}{\partial r} \left(r^2 \frac{\partial c_N^{free}(\{c^{tot}(r, t)\}, T)}{\partial r} \right) + s_N(t) \quad (0.7)$$

для остальных продуктов деления уравнение для концентраций следующее

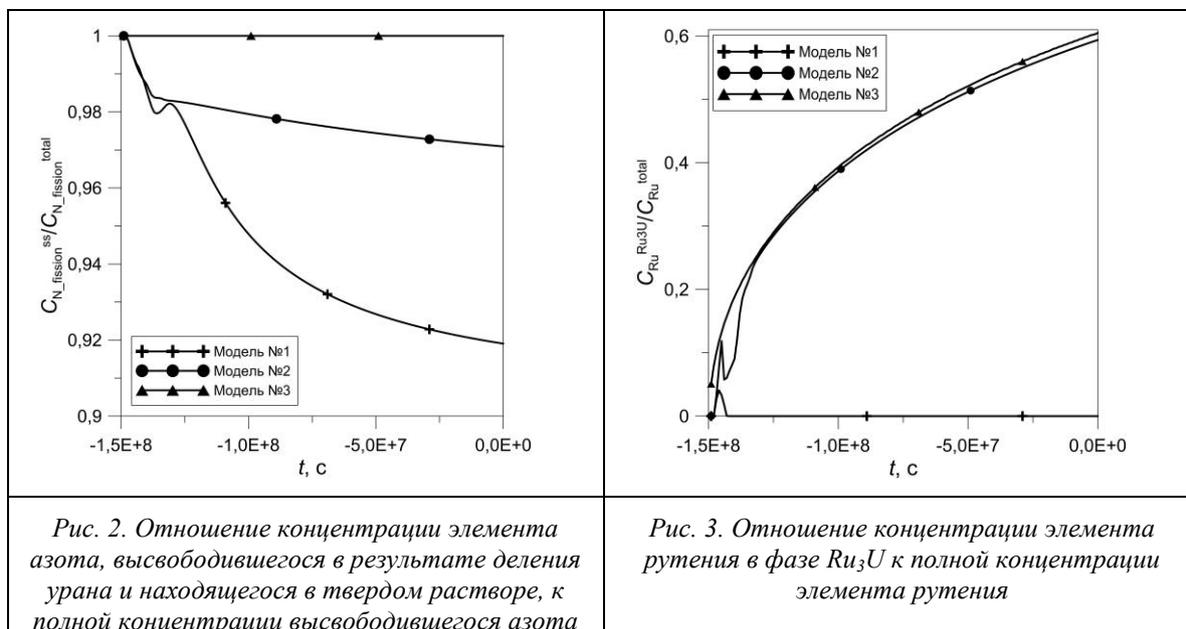
$$\frac{\partial}{\partial t} c_i^{tot}(r,t) = D_i \frac{1}{r^2} \frac{\partial}{\partial r} \left(r^2 \frac{\partial c_i^{tot}(r,t)}{\partial r} \right) + s_i(t), i \neq N \quad (0.8)$$

В уравнения (0.6) и (0.7) использовано векторное обозначение $\{c^{tot}(r,t)\} = (c_1^{tot}(r,t), c_2^{tot}(r,t), \dots, c_{n_c}^{tot}(r,t))$.

В модели №3 эволюция профиля концентрации также как и в модели №2 описывается уравнением (0.8). При этом распределение азота по фазам рассчитывается с использованием термодимического равновесия. Граничное условие для вышеперечисленных задач диффузии рассчитывается с использованием квазиасимптотического приближения, в котором граничные концентрации представляют собой равновесные концентрации. Расчет термодимического равновесия проводился в приближении идеального модифицированного раствора, где для некоторых растворимых элементов вводились коэффициенты активности. Активность азота рассчитывалась согласно оцененному потенциалу.

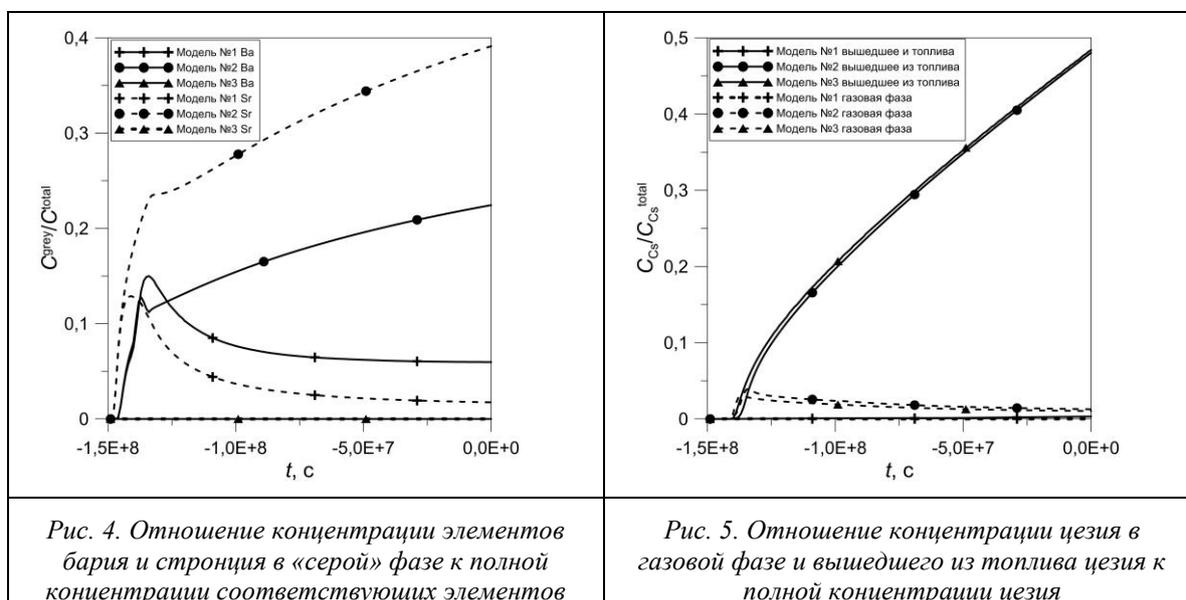
3. Анализ результатов

Расчеты были проведены при температуре $T = 1200$ К и внешнем давлении $p = 25$ атм. Время облучения в расчете составляло ~ 4.5 года, что при скорости деления $2 \times 10^{19} \text{ м}^{-3}\text{с}^{-1}$ приводило к выгоранию ~ 9 % тяж. ат. На рис. 2 показано изменение содержания высвободившегося в результате деления азота в матрице UN. Наибольший выход реализуется в модели №1, в модели №3 азот остается в матрице UN на всем протяжении выгорания. Азот, выходящий за пределы зерна, вносит значительный вклад в формирования фазового состава. Наибольший выход азота за границы зерна в модели №1 приводит к отсутствию фазы Ru_3U на промежуточных и последних этапах выгорания (рис. 3, модель №1 – крестики), что объясняется химической реакцией взаимодействия азота с соединением Ru_3U , в результате которой разрушается фаза Ru_3U . Высвобождающийся рутений идет в металлическую фазу. В моделях №2 и №3 дефицит азота за границей зерна приводит к росту фазы Ru_3U (рис. 3, модели №2 и №3 – кружки и треугольники).



Учет локального равновесия для продуктов деления в модели №1 приводит к тому, что барий и стронций удерживаются в матрице UN в большей степени, чем в моделях №2 и №3. Следовательно концентрация данных элементов за границей зерна будет меньше, что приводит к меньшему объему «серой» фазы, содержащей компоненты Ba_3N_2 и Sr_3N_2 (рис. 4, модель №1 – крестики). Меньшее количество бария, способного связывать теллур и находящегося за границей зерна, в модели №1 приводит к тому, что значительная часть цезия идет на образование конденсированной фазы Cs_2Te . Отсюда выход цезия из топлива очень мал (рис. 5, модель №1 – крестики). В модели №2 барий и

стронций выходят за границы зерна интенсивней, что приводит к росту «серой» фазы (рис. 4, модель №2 – кружки). Вследствие почти полного отсутствия азота за пределами зерна в модели №3 «серая» фаза практически не образуется (рис. 4, модель №3 – треугольники). Барий в моделях №2 и №3 связывает основную часть теллура с образованием BaTe, что приводит к неизменному росту концентрации цезия вышедшего из топлива (рис. 5, модели №2 и №3 – кружки и треугольники).



В литературе не содержится данных по детальному экспериментальному исследованию микроструктуры и фазового состава облученного нитридного топлива, но существуют расчеты равновесного фазового состава топлива [3], а также экспериментальные указания на существование преципитатов в облученном смешанном нитридном топливе [4,5]. Результаты наших расчетов согласуются с указанными в работе [5] преципитатами, содержащими Rh.

4. Заключение

Результаты расчетов фазового состава и выхода продуктов деления, которые получаются в моделях №2 и №3 в целом похожи: имеет место незначительный выход азота из твердого раствора, рост «серой» фазы, рост фазы Ru_3U , реализуется выход цезия из топлива. В модели №1 наблюдается больший выход азота из твердого раствора, фаза Ru_3U практически полностью отсутствует, количество «серой» фазы меньше, чем в моделях №2 и №3, цезий образует твердые преципитаты, вследствие чего не выходит из топлива. Расчеты носят предварительный характер, процедура валидации моделей позволит сделать выбор наиболее подходящей модели.

Литература

1. В.М. Троянов, А.Ф. Грачев, Л.М. Забудько, М.В. Скупов, «Перспективы использования нитридного топлива в быстрых реакторах с замкнутым топливным циклом», Атомная энергия 117 (2014) 69 – 75.
2. R. Thetford, M. Mignanelli, «The chemistry and physics of modelling nitride fuels for transmutation», Journal of Nuclear Materials 320 (2003) 44 – 53.
3. Д.Ю. Любимов, К.И. Гушин, К.Н. Гедговд, Г.С. Булатов, «Влияния продуктов деления на химический и фазовый составы моонитрида урана», Материаловедение №2 (2004) 8 – 13.
4. Б.Д. Рогозкин, Н.М. Степеннова, Ю.Е. Федоров и др., «Результаты испытаний смешанного моонитридного топлива $U_{0.55}Pu_{0.45}N$ и $U_{0.4}Pu_{0.6}N$ в реакторе БОР-60 до выгорания 12% тяж. ат.», Атомная энергия 110 (2011) 332 – 346.
5. I. Sato, K. Tanaka, T. Hirose, *et al*, «High temperature behavior of irradiated mixed nitride fuel during heating tests», Journal of Alloys and Compound 444 – 445 (2007) 580 – 583.

Системная оболочка программно-технического комплекса ГЕФЕСТ-800

Дробышев Ю.Ю., инженер АО ВНИИАЭС²

Научный руководитель: д.т.н., зав. лаб. ИБРАЭ РАН¹ Селезнев Е.Ф.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН¹
Всероссийский научно-исследовательский институт атомных электростанций²

тел.: (926) 174-36-67, эл. почта: dr.yuri92@yandex.ru

1. Введение

Программно-технический комплекс (ПТК) ГЕФЕСТ-800 [1] предназначен для проведения эксплуатационных расчетов нейтронно-физических характеристик быстрого реактора с натриевым теплоносителем БН-800, среди которых:

- эффективный коэффициент размножения;
- эффективности групп стержней системы управления и защиты;
- коэффициенты реактивности;
- характеристики переходных процессов для режимов нормальной эксплуатации;
- активности отработавших тепловыделяющих сборок и многие другие.

Программный комплекс имеет модульную структуру. Среди основных модулей можно перечислить:

- модули подготовки нейтронных констант для размножающих и не размножающих сборок;
- модуль нейтронно-физического расчета реактора в трехмерной геометрии в многогрупповом диффузионном приближении;
- модуль расчета энерговыделения;
- модуль теплогидравлического расчета для учета обратных связей в нейтронно-физическом расчете;
- блок модулей для работы с топливным архивом.

Совместная работа модулей комплекса обеспечивается путем последовательного обращения к топливному архиву с целью импорта начальных данных и хранения результатов расчета отдельных модулей.

Топливный архив программного средства служит для хранения информации о топливных сборках, стержнях СУЗ реактора БН-800. Информация включает паспортные данные и характеристики ТВС, в том числе, отражающие режим выгорания в период нахождения ТВС в реакторе, а также данные, позволяющие оценить остаточное энерговыделение в ТВС на любой момент времени.

Структурирование, хранение, вывод и передача данных обеспечивается специально разработанной под задачи комплекса системной оболочкой. Ее устройство позволяет разрабатывать, отлаживать и интегрировать программные модули коллективу программистов, обеспечивая развитые средства отладки и управления процессом расчета.

2. База данных по загрузкам активной зоны

База данных по загрузкам активной зоны предназначена для подготовки, хранения и модификации исходных данных нейтронно-физического расчета. Она представляет собой комплекс, состоящий из собственно базы данных по материалам, твэлам, ТВС и загрузкам активной зоны реактора, а также графической пользовательской оболочки.

Основные функции комплекса (структура комплекса приведена на рисунке 1):

- хранение, коррекция и пополнение данных по материалам (топливо, теплоноситель, поглотитель, конструкционные материалы), твэлам, ТВС и загрузкам активной зоны реактора;
- подготовка данных для расчета ячеечных констант и организация такого расчета;
- подготовка нейтронных данных для нейтронно-физической модели активной зоны, предварительное тестирование этих данных;

- моделирование загрузки реактора;
- проверка качества созданной загрузки.

Собственно база данных комплекса (БД) организована на основе реляционной модели данных, содержит всю необходимую для нейтронно-физического расчета информацию по составу активной зоны, и представляет собой связанные таблицы.

Каждая таблица следующего уровня содержит ссылки на данные, хранящиеся в таблице предыдущего уровня, и использует только эти связанные параметры. Структура базы позволяет изменять структуру отдельных таблиц без критических последствий для всей базы.

В каждой таблице присутствуют обязательные поля, необходимые для корректной работы расчетного комплекса, и дополнительные поля, облегчающие пользователю работу с комплексом.

Таблица **нуклидов** содержит данные по нуклидам, входящим в состав топлива, замедлителя, поглотителя и конструкционных материалов, используемых в активной зоне. Предусмотрена возможность хранения дополнительных параметров нуклидов, которые могут быть использованы для определения рассчитываемых параметров материалов реактора.

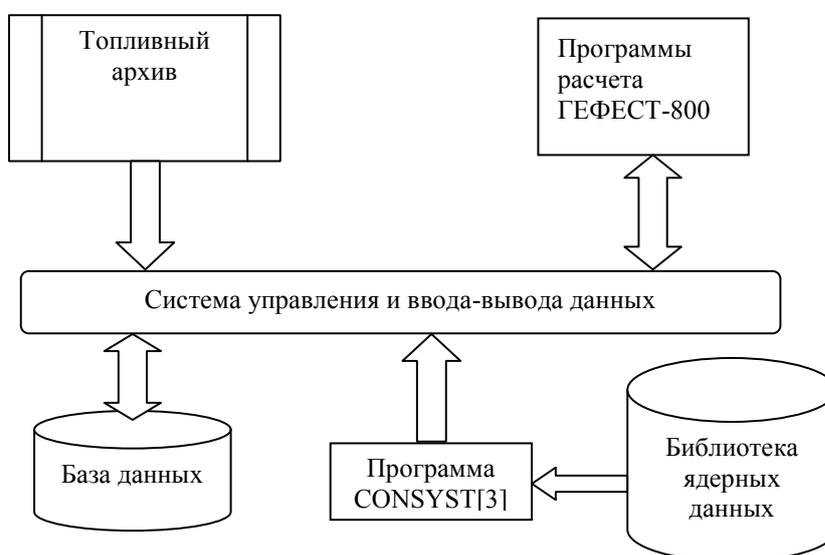


Рис. 1. Структура комплекса

Среди необходимых параметров таблицы нуклидов представлены названия нуклидов в формате БНАБ. Также хранятся описания нуклида развернутое и краткое и его атомная масса.

Таблица материалов формируется из данных таблицы нуклидов с указанием их плотности и обогащения и других необходимых данных.

Таблица картограмм твэлов формируется из данных таблицы материалов с указанием используемых твэлов и картограммы твэлов. На записи таблицы картограмм твэлов в свою очередь ссылаются таблицы картограмм ТВС, из которых и формируется загрузка активной зоны реактора.

3. Управление расчетными процессами WM-2

Основу технологии WM-2 составляет база данных расчетных программ, содержащая информацию о переменных расчетного комплекса (рис. 2). Расчетные программы и глобальные области данных компилируются при этом в динамические библиотеки, загружаемые специальной управляющей программой, получающей доступ как к расчетным программам, так и ко всем данным, описанным в базе данных. Такая организация комплекса обеспечивает свойства технологии WM-2, перечисленные ниже.

Структурирование данных. Данные объединены в функциональные группы. Доступ одних программ к данным других программ ограничен.

Автоматическое описание данных для подпрограмм. WM-2 поддерживает разработку подпрограмм на языке FORTRAN. Подпрограммы подвергаются прекомпиляции для автоматического построения описаний данных на основе базы данных.

Управление данными и процессом расчета. Процесс расчета контролируется интерактивно или по заданному сценарию, включая, при необходимости, циклический режим вызова расчетных модулей с заданной частотой, в том числе в режиме реального времени или с заданным временным масштабированием. При этом возможно включение и выключение отдельных модулей, их работа отдельно или совместно с другими в любых сочетаниях. Осуществляется контроль значений переменных, сохранение и загрузка данных, обработка ошибок.

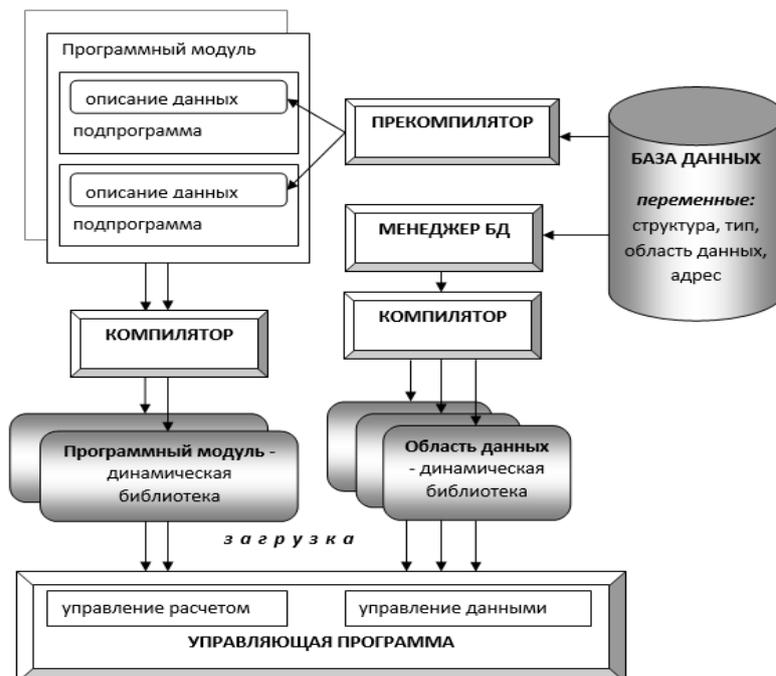


Рис.2. Взаимодействие компонентов WM-2 с расчетными программами

Поскольку все расчетные модули и структуры данных загружаются управляющей программой, она получает полный контроль над всеми данными и подпрограммами. При этом пользователю предоставляется интерактивный доступ ко всем данным, описанным в базе данных, включающий ряд стандартных графических сервисов – диаграммы, графики и т.д. Эти сервисы легко могут быть расширены применительно к конкретному расчетному комплексу, т.к. интерфейс с данными расчетных программ уже обеспечен внутри управляющей программы.

3.1. Менеджер базы данных WM-2

База данных моделей представляет собой таблицы СУБД Firebird. Управление данными осуществляется программой Database Manager (DBM). DBM позволяет корректно модифицировать, добавлять и удалять записи в таблицах баз данных, не нарушая структуры уже существующих данных. DBM компилирует динамическую библиотеку глобальной области данных после каждого изменения ее содержимого. Кроме этого, на DBM возложена функция регистрации, а также включения в работу и выключения из работы расчетных модулей. Для того, чтобы обеспечить согласованную работу нескольких модулей, реализована возможность их подключения к глобальным разделам данных, внутри которых располагаются переменные. Модули могут обращаться к общему разделу памяти и считывать или записывать значения переменных, которые в нем находятся. Глобальная область данных при создании является пустой, потом, в ходе разработки комплекса, она заполняется переменными, причем, переменные также могут удаляться, менять размерность, тип или расположение внутри области данных. Для реализации такого функционала необходимо содержать в базе информацию как о занятых, так и о свободных разделах глобальных областей данных. Эта информация обновляется автоматически и недоступна пользователю.

3.2. Управляющая программа. Организация процесса моделирования

Процесс моделирования обеспечивается управляющей программой RTECH (Real-Time Executive), загружающей динамические библиотеки глобальных областей данных и расчетных модулей. Все динамические библиотеки загружаются явным образом, в соответствии с их списками, имеющимися в базе данных. Контрольные подпрограммы импортируются управляющей программой; адреса загрузки глобальных областей данных фиксируются для получения доступа ко всем глобальным данным в соответствии со смещениями адресов переменных, указанными в базе данных. Исключительные ситуации при выполнении контрольных подпрограмм перехватываются и анализируются. Таким образом, управляющая программа имеет полный доступ как к самому процессу моделирования, так и к данным, размещенным в глобальных областях. Управляющая программа представляет собой мультитредовое приложение (multi-thread application), использующее треды с различными системными приоритетами для различных функций. Так, для самого процесса моделирования используется тред с приоритетом TimeCritical, представляющий собой замкнутый бесконечный цикл опроса системного времени и вызовами контрольных подпрограмм расчетных модулей. Выполнение этого цикла управляется командами пользователя. С другой стороны, периодическая запись мгновенного состояния расчетных модулей осуществляется копированием глобальных областей данных в буферы в рамках основного (моделирующего) треда с высоким приоритетом, а затем содержимое буферов сохраняется в файлах на жестком диске в треде с низким приоритетом. Такое использование тредов при условии их точной синхронизации (особенно в части работы с глобальными областями данных и файлами баз данных) позволяет эффективно использовать вычислительные ресурсы одно- или многопроцессорного компьютера, работающего под управлением операционной системы WINDOWS [2]. В рамках управляющей программы также реализован интерактивный вывод результатов расчета на картограмму активной зоны БН-800. Также включены подпрограммы, обеспечивающие расчеты различных эксплуатационных показателей, таких как эффективности органов регулирования, выгорания нуклидов и эффектов реактивности.

4. Заключение

ПТК ГЕФЕСТ-800 реализован в рамках программного средства поддержки разработки и эксплуатации - системной оболочки. Инструменты, имеющиеся в программном средстве, позволяют выполнять в полном объеме задачи сопровождения эксплуатации реакторной установки БН-800, включая в себя как программы и базы данных построения расчетной модели, так и управления процессом моделирования физики реактора.

Литература

1. Селезнев Е.Ф., Белов А.А. Комплекс ГЕФЕСТ. Верификационный отчет. Отчет ВНИИАЭС: М, 2006, 112с.
2. Селезнев Е.Ф., Пряничников А.В., Фёдоров И.В., Айзатулин А.И., Белов А.А., Келарев Е.Ю. Комплекс программ JOKER – расчетного обоснования безопасной эксплуатации АЭС с РУ БН-600 в динамических режимах. Четвертая Международная Научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». Программа и тезисы докладов. Москва, ВНИИАЭС, 16-17 июня, 2004. с. 82-86.
3. Г.Н.Мантуров, М.Н.Николаев, А.М.Цибуля Программа CONSYST подготовки констант. Описание применения. Препринт ФЭИ-2828, Обнинск 2000, 50с.

Верификация нейтронно-физического расчёта ПК ГЕФЕСТ-600 на экспериментах по гамма-сканированию

Ивченко Д.В., инженер лаб.74 ИБРАЭ РАН

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел: (916) 233-80-72, эл.почта: idv@ibrae.ac.ru

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 ТВС) топливом. С помощью комплекса рассчитываются эффективный коэффициент размножения, выгорание топлива, коэффициенты реактивности, коэффициенты неравномерности энерговыделения и другие функционалы [1].

Программный комплекс ГЕФЕСТ-600 создаётся на основе комплекса ГЕФЕСТ. Настоящая работа посвящена разработке модуля Q детального расчёта поля энерговыделения РУ БН-600, необходимого для формирования набора данных для теплогидравлического расчёта и вычисления коэффициентов неравномерности энерговыделения, и верификации нейтронно-физического расчёта с использованием функционала реализованного модуля.

2. Методика расчёта поля энерговыделения

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 актиноидах, 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 $(n,2n)$ -реакции. Согласно рекомендациям работы [2], энерговыделение в каждой расчётной ячейке определяется как:

$$Q = Q_f + Q_c - Q_{2n} - Q_{3n}, \quad (1)$$

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} , Q_{3n} - энергия, затрачиваемая на отделение второго нейтрона в реакциях $(n,2n)$ и $(n,3n)$.

При этом

$$Q_f = \sum_i \rho_i \sum_{g=1}^{26} E_{f,i}^g \sigma_{f,i}^g \phi_g, \quad (2)$$

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

Остальные слагаемые выражения (1) находятся аналогично (2).

Использование изложенной методики позволило более точно определять форму поля энерговыделения.

3. Методика измерения поля энерговыделения

Для контроля за распределением энерговыделения по ТВС реактора БН-600 используется методика гамма-сканирования. Базовая идея методики заключается в следующем [3]. В эксперименте определяется относительная гамма-активность (А) осколка деления ^{140}La - величина пропорциональная скорости реакции деления (F), которая в свою очередь является главной компонентой энерговыделения в штатных ТВС реактора БН-600:

$$A = F \cdot Y_{Ba} \cdot \left[\frac{\lambda_2 e^{-\lambda_1 t_o} (1 - e^{-\lambda_1 t_b}) - \lambda_1 e^{-\lambda_2 t_o} (1 - e^{-\lambda_2 t_b})}{\lambda_2 - \lambda_1} + \frac{Y_{La}}{Y_{Ba}} (1 - e^{-\lambda_2 t_o}) e^{-\lambda_2 t_b} \right] \quad (3)$$

где Y – независимые выходы осколков деления; λ_1, λ_2 – постоянные распада бария и лантана; t_o, t_b – время облучения и выдержки после облучения, соответственно.

В выражении (3) учтено, что ^{140}La образуется в результате деления топливных нуклидов по двум цепочкам, приведенным на рисунке 1. Однако с учетом того, что независимый выход осколка ^{140}La мал и измерения проводятся с выдержкой более 2 суток, вклад второго слагаемого составляет менее 1% и им можно пренебречь.

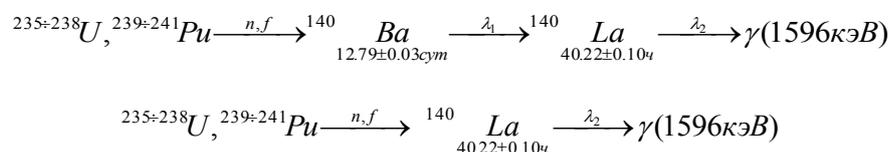


Рис. 1. Цепочки образования осколка ^{140}La

Результатом, приводимым в официальных протоколах измерений (см. в [3]), является безразмерная активность ТВС. Затем производится расчёт относительной скорости делений по ТВС:

$$\frac{F_k}{F_m} = \frac{\bar{Y}_m}{\bar{Y}_k} \cdot \frac{\eta_m}{\eta_k} \cdot \frac{A_k}{A_m} = K_\gamma^{k/m} \cdot \frac{A_k}{A_m} \quad (4)$$

где \bar{Y}_k - средний выход цепочки $^{140}\text{Ba} - ^{140}\text{La}$, η_k - коэффициент, учитывающий ослабление потока γ -квантов материалами ТВС

Относительная скорость реакции деления считается результатом, пригодным для верификации программ, осуществляющих нейтронно-физический расчёт. Однако, применяемая методика не позволяет учитывать вклад в энерговыделение от захвата нейтронов, ($n,2n$) и ($n,3n$) реакций, ограничиваясь лишь вкладом реакции деления.

Ещё одной проблемой методики является необходимость расчёта коэффициентов η ослабления потока гамма-квантов. Расчёт η производится путём решения уравнения переноса гамма-квантов, источником в котором является реакция деления. То есть η является функционалом от поля скоростей реакций деления.

Модуль Q позволяет рассчитывать скорости реакций деления на различных нуклидах. Для проведения сравнения была создана процедура, рассчитывающая на основе поля скоростей реакций деления гамма-активность осколка деления ^{140}La в каждой расчётной ячейке. Скорости реакций деления в модуле рассчитывались по формуле:

$$F = \sum_i \rho_i \sum_{g=1}^{26} \sigma_{f,i}^g \varphi_g \quad (5)$$

4. Определение коэффициента ослабления потока гамма-квантов

Для расчёта коэффициента ослабления потока гамма-квантов был использован следующий подход.

Идея подхода – оценить поток моноэнергетических γ -квантов ($E_\gamma=1596$ кэВ), образующихся в результате распада ^{140}La , из рассматриваемой ТВС в одномерной геометрии и отнести его к полному числу порождённых распадом лантана-140 гамма-квантов в данной сборке.

Потоки были получены в результате решения уравнения переноса гамма-квантов. Так как минимальной расчётной ячейкой в ПК ГЕФЕСТ-600 является треугольная призма, расчётная модель имела две геометрические зоны (рисунок 1, вид А-А).

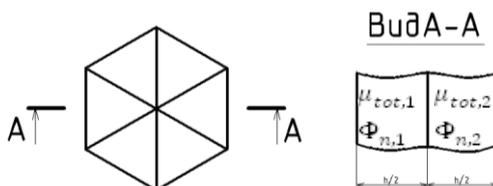


Рис.1. Одномерная модель ТВС

Решив уравнение переноса с учётом того, что мощность источника гамма-квантов пропорциональна плотности потока нейтронов, было получено, что коэффициент ослабления потока γ -квантов равен:

$$\eta = \frac{\Phi_\gamma(h)}{\Phi_{\gamma 0}} = \frac{2}{(\Phi_{n,1} + \Phi_{n,2})h} \left[\frac{\Phi_{n,1}}{\mu_{tot,1}} e^{-\frac{\mu_{tot,2}h}{2}} \left(1 - e^{-\frac{\mu_{tot,1}h}{2}} \right) + \frac{\Phi_{n,2}}{\mu_{tot,2}} \left(1 - e^{-\frac{\mu_{tot,2}h}{2}} \right) \right] \quad (6)$$

где h – размер сборки «под ключ»; μ_{tot} – коэффициент линейного ослабления; Φ_n – интегральный по объёму зоны и энергии поток нейтронов.

Для случая, когда элементарной ячейкой является шестиугольная призма и одномерная модель ячейки имеет одну геометрическую зону, коэффициент ослабления не зависит от плотности потока нейтронов и находится по формуле:

$$\eta = \frac{1 - e^{-\mu_{tot}h}}{\mu_{tot}h} \quad (7)$$

5. Расчетный анализ экспериментальных данных

Для верификации нейтронно-физического расчёта было произведено сравнение расчётных и экспериментальных активностей. Расчётная активность была получена по формуле (4):

$$\frac{A_k}{A_m} = \frac{\bar{Y}_k \eta_k F_k}{Y_m \eta_m F_m} = \frac{1}{K_\gamma^{k/m}} \frac{F_k}{F_m} \quad (8)$$

В таблице 1 представлены некоторые результаты расчетного анализа экспериментальных данных гамма-сканирования, проведенного в 48-ю перегрузку. В данной таблице также приведены результаты расчёта в старой версии ГЕФЕСТ.

Таблица 1. Некоторые результаты расчетного анализа экспериментальных данных гамма сканирования, проведенного в 48-ю перегрузку

Ячейка	Тип	Ak/Am эксп	K _γ	ГЕФЕСТ-600		ГЕФЕСТ	
				Ak/Am	Г-Э, %	Ak/Am	Г-Э, %
19-19	ЗМО	1,000	1,000	1,000	0,00	1,000	0,00
19-21	ЗМО	0,965	0,998	0,955	-1,07	0,950	-1,55
13-08	ЗСО	0,963	0,998	0,943	-2,12	0,939	-2,47
17-26	ЗБО	0,942	0,999	0,940	-0,23	0,920	-2,31
18-07	ВБЗВ	0,071	0,779	0,067	-6,46	0,070	-2,10
17-03	НБЗВ	0,009	0,780	0,007	-23,75	0,007	-22,49
19-33	ВРХ	0,080	0,999	0,065	-18,34	0,065	-17,90
12-30	ВРХ	0,056	0,999	0,042	-25,36	0,044	-20,82

6. Заключение

Предложенная методика расчёта поля энерговыделения реализована на языке Intel Fortran и интегрирована в ПК ГЕФЕСТ-600. На основе созданного модуля написана программа, предназначенная для верификации нейтронно-физического расчёта. Показано хорошее согласие расчётных активностей с экспериментальными. В активной зоне максимальное отклонение от эксперимента не превышает 3%.

Детальный расчёт позволил уточнить распределение энерговыделения в сборках ЗБО, содержащих существенное количество сильно отличающихся по свойствам изотопов.

Литература

1. Селезнёв Е.Ф., Белов А.А., Белоусов В.И., Панова И.С. 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..
3. Селезнев Е.Ф., Моисеев А.В., Семенов М.Ю., Хомяков Ю.С., Желтышев В.А., Мальцев В.В., Росляков В.Ф., Белов А.А., Васильев Б.А., Фаракшин М.Р. Расчетный анализ измерений распределений энерговыделения в реакторе БН-600 методом гамма-сканирования, выполненных в 2003-2006 годах. Обнинск, 2007.

Доработка моделей расчетного кода СОКРАТ/HEFEST в области взаимодействия расплава с бетоном

Каменская Д.Д., аспирант 1 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.т.н., зав. лаб. ИБРАЭ РАН Филиппов А.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-71, эл. почта: kdd@ibrae.ac.ru

Введение

При тяжелой аварии на АЭС с водо-водяным реактором возможно плавление активной зоны и перемещение значительной массы расплавленного ядерного топлива на днище корпуса реактора. Далее возможно проплавление днища корпуса реактора, и, как следствие, при отсутствии устройства локализации расплава – взаимодействие расплава с бетонными конструкциями (ВРБ). В процессе ВРБ возможно проплавление бетонной шахты реактора и выход радиоактивности в окружающую среду. При тепловом разложении бетона выходит большое количество водяного пара и CO_2 (до 35% по массе для некоторых типов бетона), которые взаимодействуют с металлами и разлагаются с образованием H_2 и CO , повышающих пожароопасность атмосферы под защитной оболочкой. Наряду с газами при ВРБ с поверхности расплава выходят радиоактивные продукты деления топлива. Исследования по теме ВРБ стали особенно актуальными после тяжелой аварии, произошедшей на АЭС Фукусима Даичи. В данной статье рассмотрены вопросы моделирования ВРБ, описаны разработанные в рамках кода HEFEST-EVA модели усадки расплава при разрушении бетона и переноса излучения в парогазовой среде над расплавом.

Процесс усадки бетона при его разложении и переходе в расплав

В процессе ВРБ при температуре около 400 К происходит интенсивное выделение паров воды из пор бетона, при повышении температуры до 700 К начинается дегидратация соединений кальция и магния, а при температуре порядка 1100 К – разложение карбонатов кальция и магния с выделением углекислого газа (CO_2). Таким образом, бетон при нагревании становится пористым, а при достижении температуры порядка 1700 К и растворении его в расплаве поры исчезают и происходит усадка.

В ИБРАЭ РАН для моделирования ВРБ разрабатывается расчетный код HEFEST-EVA, который входит в интегральный код СОКРАТ [1]. HEFEST-EVA – двумерный конечно-элементный код, предназначенный для моделирования вне реакторной стадии тяжелой аварии, включая взаимодействие расплава с бетоном шахты реактора и устройства локализации расплава. Ранее в коде HEFEST-EVA не учитывался процесс усадки бетона при разрушении и переходе в расплав, что порой приводило к некорректному моделированию формы каверны и могло исказить распределение потока тепла от расплава к бетону. Для устранения неточности потребовались доработки расчетного кода в части численной модели плавления с перемешиванием (ПП), рассматривающей контакт расплава с нерасплавленным материалом другого вида. Одно из допущений модели ПП заключается в усреднении свойств в элементах на каждом шаге по времени, содержащих расплав, которые определяются как средние по всему расплаву или отдельному слою. Ранее при переходе ячеек бетона в расплав объем ячейки сохранялся, пересчитывалась плотность расплава по всему его объему в соответствии с поступившей массой. Результирующая плотность поступившего в расплав бетона была занижена, что, в дальнейшем, сказывалось при расчете распределения плотности потока тепла и при определении расположения слоёв в модели расслоения расплава. В результате доработки в код введена опция учёта того, что, из-за выхода газов из бетона, объем, занимаемый материалом бетона в ячейке расплава, не равен его первоначальному объему. Таким образом, в расчёте в расплав переходит реальный объем бетона. Объем, ранее занимаемый порами бетона, учитывается введением пустых фиктивных ячеек над поверхностью расплава. При приходе новой порции материала расплава из реактора эти пустые ячейки им заполняются, при этом верхняя граница расплава в новой конфигурации автоматически выравнивается по горизонтали.

Для моделирования усадки бетона потребовалось написать и доработать ряд процедур, позволяющих учитывать пустоты в бетоне. Во-первых, была доработана процедура поступления материала в ванну расплава. Теперь учитывается реальный объем гомогенного расплава, или суммарный объем оксидного и

металлического слоя, если расплав стратифицирован. Например, для оксидного слоя расплава объем рассчитывается следующим образом:

$$V_{cr} = \sum_{j=1}^n \frac{m_j (1 - p_{stj})}{r_j}, \quad (1)$$

где m_j – масса j -ого компонента расплава, p_{stj} – содержание j -ого компонента расплава в оксидном слое расплава, r_j – номинальная плотность j -ого компонента расплава. Во-вторых, разработана новая процедура распределения материала в расчетной области. Расплав распределяется в фактическом объеме ванны расплава, равном сумме объемов занимаемых им ячеек, в соответствии с вычисленными ранее реальными объемами материалов. В начале процедуры рассчитываются границы и минимальный размер ячейки расчетной области расплава. Область расплава разбивается на горизонтальные слои, равные по высоте минимальному размеру ячейки, и в цикле по слоям проверяется принадлежность расплава к данному слою. В случае принадлежности ячейки расплаву она маркируется в соответствии со слоем, к которому она принадлежит. Цикл маркировки ячеек, принадлежащих ванне расплава, заканчивается, когда заканчивается фактический объем расплава.

В-третьих, доработана, а в случае гомогенного расплава – написана процедура формирования пустых ячеек над ванной расплава. Данная процедура наделяет промаркированные ранее ячейки расплава свойствами слоя, к которому они принадлежат – оксидный, металлический или слой пустоты. Ячейки, принадлежащие материалу "пустота", заполняются фиктивным материалом, который при приходе в расчетную область новой порции материала заменяется этим вновь пришедшим материалом.

Для иллюстрации работоспособности модели усадки ниже приведены результаты численного расчета гипотетической тяжелой аварии на АЭС с ВВЭР с бетонной шахтой, выполненной из известкового бетона. Данный тип бетона характеризуется высоким содержанием газов и, как следствие, значительной усадкой при плавлении. Ранее получаемая в ходе расчетов форма каверны некорректно моделировалась (рис. 1а) – расплав распространяется вверх, теперь же корректно моделируется распределение расплава, а значит и тепловых потоков от расплава к бетону.

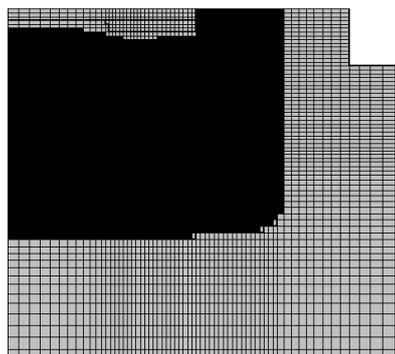


Рис. 1а. Распределение расплава на конечный момент в расчете без модели усадки бетона

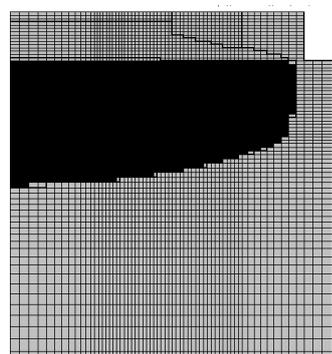


Рис. 1б. Распределение расплава на конечный момент в расчете с моделью усадки бетона

В ряде случаев для корректного моделирования ВРБ потребовалось учитывать разрушение корки, образующейся над поверхностью расплава в объеме расплава, как, например, в расчете бетонной шахты АЭС «Фукусима». В ходе расчета в бетонную шахту на поверхность уже разогретой ванны расплава приходит новая порция материала активной зоны реактора, имеющая температуру ниже температуры плавления расплава. При включении модели усадки бетона расчет некорректно моделирует данный случай, так как, пока корка на границе постепенно нагревается, расплав из-за усадки бетона проседает вниз и образуются пустоты. Такие пустоты наблюдались в реальности в экспериментах [2], но при переходе от экспериментальных масштабов (менее 1 м) к реальным (несколько метров) возрастает вероятность механического разрушения корки и ее смешивания с материалом расплава. Это требует моделирования разрушения и перемешивания корки, для чего была доработана процедура поступления материала в ванну расплава. Результаты данной доработки приведены ниже на рисунке 2. Более темный цвет на рисунке соответствует более плотному материалу.

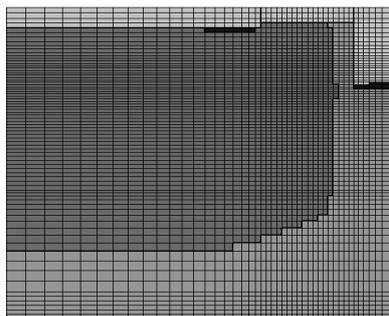


Рис. 2а. Распределение материала в расчете без модели усадки бетона и опции плавления корки

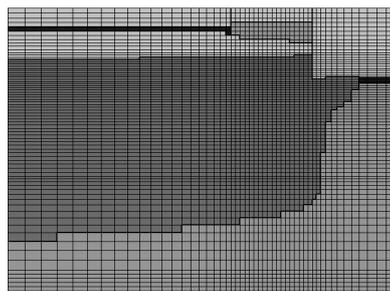


Рис. 2б. Распределение материала в расчете с учетом модели усадки, выключена опция плавления и перемешивания корки

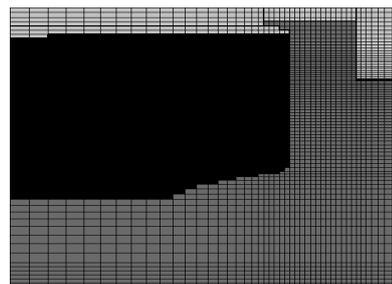


Рис. 2в. Распределение материала в расчете с учетом модели усадки, включена опция плавления и перемешивания корки

Влияние переноса излучения газом на нагрев стенок каверны

Известно, что газы, в частности, водяной пар, водород, СО и углекислый газ, образующиеся при взаимодействии расплава а.з. с бетоном, обладают значительной излучающей и поглощающей способностью. Перенос излучения в атмосфере при взаимодействии расплава с бетонными конструкциями АЭС может влиять на нагрев и разрушение стенок. Оценка этого возможна средствами кода HEFEST-EVA, который основан на решении уравнения теплопроводности методом конечных элементов. Задачи о совместном переносе энергии путем теплопроводности и излучения в общем случае являются весьма сложными, поэтому перенос излучения обычно учитывается приближенно. В нашем случае перенос излучения в газе можно описать при помощи диффузионного приближения Росселанда [3], т.к. среда является оптически плотной:

$$q = k_r \nabla T = -16\sigma \Gamma n^2 T^3 \nabla T, \quad (2)$$

где k_r – эффективный коэффициент лучистой теплопроводности, n – показатель преломления, σ – постоянная Стефана-Больцмана, Γ – коэффициент модели, вычисляемый по формуле [3]:

$$\Gamma = \frac{1}{(3(a + \sigma_s) - C\sigma_s)}.$$

Выражение (2) имеет тот же вид, что и соответствующее выражение для плотности теплового потока за счет теплопроводности, и для моделирования учета переноса излучения газом кодом HEFEST-EVA эффективную лучистую теплопроводность, можно задавать исходя из уравнения (2). Эта модель была введена в код HEFEST-EVA.

При проверке модели решалась задача, рассмотренная выше, с учетом переноса излучения газом (рис.3а и 3б). Атмосфера над ванной расплава содержит водяной пар и углекислый газ. Теплопроводность атмосферы задавалась, исходя из уравнения (2).

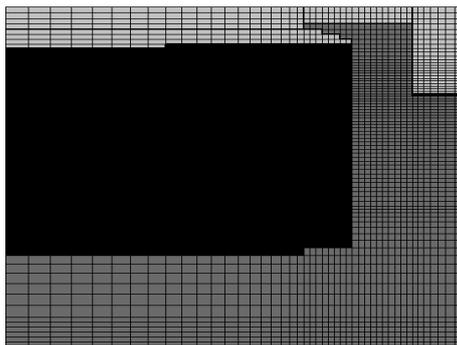


Рис. 3а. Состояние расчетной области на конечный момент времени расчета в тесте без учета переноса излучения газом (более темным цветом обозначена область, имеющая большую плотность вещества).

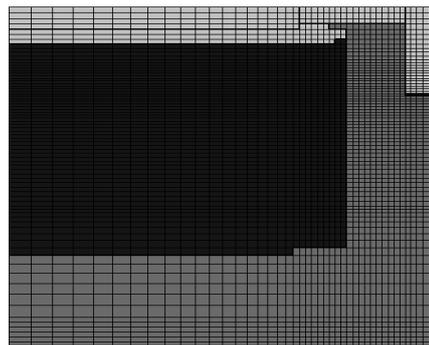


Рис. 3б. Состояние расчетной области на конечный момент времени расчета в тесте с учетом переноса излучения газом (более темным цветом обозначена область, имеющая большую плотность вещества).

Как видно из приведенных на рисунке 3 результатов расчета, форма бетонной полости над расплавом а.з. в расчете с учетом переноса излучения газом больше соответствует ожидаемой в реальности (подплавление вышележащего бетона тепловым излучением), чем результаты аналогичного расчета без учета радиационной теплопроводности, следовательно, учет переноса излучения газом важен для реалистического моделирования процесса взаимодействия расплава а.з. с бетонными конструкциями АЭС. Отметим, что аналогичный эффект плавления тепловым излучением бетонных стенок полости над расплавом был также продемонстрирован при расчёте кодом HEFEST-EVA устройства локализации расплава реактора ВВЭР 1200.

Заключение

В данной статье приведены результаты применения модели усадки бетона, внедрённой в автономную версию расчетного кода HEFEST-EVA, и оценено влияние переноса излучения газом на скорость плавления бетонных конструкций АЭС. При разработке модели в код был внесён ряд изменений, описанных в докладе. Данные доработки позволяют более корректно моделировать форму каверны в бетонном полу, образованной расплавом активной зоны. Это существенно для моделирования разрушения бетона и оценки долговременного состояния стабилизации конфигурации при ВРБ. Представлены результаты расчётов обновлённой версией кода – моделирование взаимодействия расплава с бетоном в бетонной шахте реактора. Перенос излучения в газе через полость, расширяющуюся при взаимодействии расплава с бетоном, над расплавом рассмотрен в отдельном расчёте с прототипом модели переноса излучения. Полученные результаты демонстрирует существенную роль нагрева и разрушения бетона над расплавом тепловым излучением в полости.

Литература

1. Филиппов А. С., Дробышевский Н. И., Киселев А. Е. и др. СОКРАТ/HEFEST: модели взаимодействия расплава активной зоны ВВЭР с конструкциями реактора при тяжелой аварии // Известия РАН. Энергетика. 2010. № 3. С. 4–24.
2. Farmer M. T., Lomperski S., Kilsdonk D. J., and Aeschlimann R. W., 2010. OECD MCCI-2 Project Final Report, OECD/MCCI-2010-TR07
3. Р.Зигель, Дж. Хауэлль Теплообмен излучением, М.1975

Пороговые ядерно-физические процессы в размножающих решетках и системах с торием

Кнышев В.В., Украинец О.А., Иванова А.А. студенты 4 курса ФТИ ТПУ

Научные руководители: д.ф.-м.н. Шаманин И.В., к.ф.-м.н. Беденко С. В.

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

тел: (952) 161-99-97, эл. почта: vvk28@tpu.ru

Состояние исследований

Для надежной оценки эффективности уран-ториевого ЯТЦ, имеет первостепенное значение точность оценок сечений взаимодействия нейтронов с ядрами топливных композиций. В настоящее время имеется множество разноплановых экспериментальных и расчетных ядерных данных, довольно полно они представлены в следующих библиотеках оцененных ядерных данных – ENDF (США), JEFF (Европа), JENDL (Япония), TENDL (РФ), РОСФОНД (РФ).

Одним из наиболее ценных источников информации является международная библиотека ENDSF (Evaluated Nuclear Structure Data File), в которой приводятся данные не только рекомендованные, но и исходные экспериментальные. Отметим, что библиотеки этих ядерных данных, используются для проведения нейтронно-физических расчетов в таких прецизионных программах как Scale (Origen-Arp), MCNP и MCU.

Несмотря на это во всех существующих базах ядерных данных, в том числе и оцененных, практически отсутствует информация о пороговых нейтронных реакциях на ядрах ^{232}Th , а имеющиеся значения выходов и сечений отличаются на порядки. Достаточно привести базу ядерных данных JENDL-4.0, в которой при подготовке нейтронных данных для области тепловых и эпитепловых энергий сечения деления для ^{232}Th оценщиками, по всей видимости, подготавливались исходя из простых физических соображений, дающих зависимость типа $\sim 1/v$. В библиотеке ядерных данных ENDF/B-VIII.0, рекомендуемой большинством расчетчиков, данные необходимые для расчета пороговых нейтронных реакций на ядрах ^{232}Th вообще отсутствуют. Таким образом, касательно пороговых реакций на ядрах ^{232}Th в области тепловых энергий и разрешенных резонансов сложно говорить о практической достоверности имеющихся данных.

Что касается сечений радиационного захвата, то текущее положение вещей наглядно демонстрируют исследования, проведенные в Японии (Киотский университет, 2004 г.) [1]. В работе проведено сравнение значений сечений радиационного захвата на ядрах ^{232}Th , полученных посредством кода системы SRAC из файлов библиотек оцененных ядерных данных (JENDL-3.3, JENDL-4.0, ENDF/B-VIII, JEFF 3.1.1). Полученные результаты говорят о том, что существует значительное расхождение (до $\sim 40\%$) между библиотеками.

Очевидно, что множественность источников информации, их неполнота и несогласование окажет влияние на результаты критических расчетов решеток и систем с торием, прежде всего из-за того, что при расчете $k_{\text{эфф}}$ требуемые функционалы содержат в себе зависимости $\sigma_i(E, g, \Omega)$.

В исследованиях, проведенных для мультиплицирующих торийсодержащих систем $\{(m\%U, n\%Th)O_2, (m\%Pu, n\%Th)O_2\}$ действующих на тепловых нейтронах нами проведена оценка точности существующих методов описания резонансных эффектов. Расчетные оценки показали, что формализм, описывающий процессы взаимодействия нейтронов с ядрами, включая поглощение и рассеяние, не всегда обеспечивает удовлетворительное согласие с экспериментом (Германия, Институт ISR-2 Исследовательского центра Forschungszentrum Julich, 1999 г.) [2].

Таким образом, существует необходимость в корректировке и подготовке ядерных данных, используемых в расчетах параметров резонансного поглощения в решетках и системах содержащих торий.

Отметим, что основная цель настоящей работы вновь обратить внимание на проблемы, связанные с вовлечением тория в ЯТЦ при реализации новой технологической платформы ядерной энергетики в России.

Аналитическая модель ядерно-физических процессов, протекающих в торийсодержащих системах

Механизм взаимодействия нейтрона в области разрешенных и неразрешенных резонансов, эффекты резонансного поглощения и рассеяния, относятся к классу волновых процессов и могут рассматриваться как произведение эффективного «размера» нейтрона $\pi(\lambda_n/2\pi)^2$ на проницаемость фазовой поверхности $p = 4k_1k_2/(k_1 + k_2)^2$, сформированного внутриядерным потенциалом $V_c(r)$ тяжелых ядер:

$$\sigma_c = \pi \left(\frac{\lambda_n}{2\pi} \right)^2 \cdot p, \quad (1)$$

где проницаемость p может быть найдена из уравнения Шредингера:

$$\left[-\frac{\hbar^2}{2m} \nabla^2 + V(r) \right] \psi(r, t) = E_n \psi(r, t). \quad (2)$$

В случае взаимодействия низкоэнергичных нейтронов, решением уравнения (2) является функция:

$$\psi(r, t) = \psi(r) \cdot T(t),$$

где $\psi(r) = \sum C_i \psi_i$ – суперпозиция линейных комбинаций нейтронно-волновых функций ψ_i ; $T(t) = e^{-iEt}$ – оператор, описывающий эволюцию квантовой системы массой μ (нейтрон-ядро $^{238}\text{U}/^{232}\text{Th}$) во времени; E – полная энергия системы.

Для определения нейтронных сечений в волновом приближении решение уравнения (2) необходимо искать, исключив временную часть решения $\psi(r, t)$, то есть в виде:

$$\psi(r) = \psi(r, \theta, \varphi) = X(r) \cdot Y(\theta, \varphi).$$

На этапе расчетной оценки использована модель Ферми-газа, в рамках которой, с учетом неупругих взаимодействий, потенциал $V_c(r)$ должен быть представлен в виде:

$$V_c(r) = V_r(r) + iV_m(r), \quad (5)$$

где действительная часть выражения (5) отвечает за упругие каналы ядерных взаимодействий, мнимая часть за неупругие взаимодействия.

Одним из таких потенциалов, отвечающий требованию уравнения (5), является потенциал Ферми:

$$V_c(r) = \frac{2\pi\hbar^2}{\mu} \cdot b \cdot \delta(r) = U \cdot \delta(r), \quad (6)$$

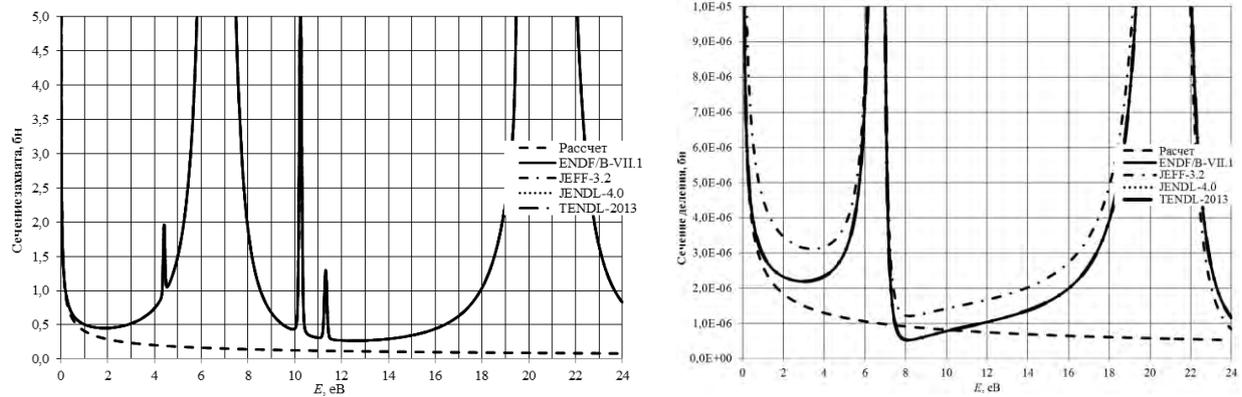
где $\delta(r)$ – Дельта-функция Дирака; b – длина рассеяния, параметр $b = x + iy$, в общем случае, является комплексной величиной, определяемый экспериментальным или расчетным способом.

С учетом соотношения (1), найденных волновых чисел k_1 и k_2 , проведена расчетная оценка значений сечений радиационного захвата σ_γ и сечений деления σ_f (пороговые нейтронные реакции) для ^{238}U и ^{232}Th в интервале энергий от 10^{-3} до 24 эВ. Найденные, таким образом, значения сечений сравнивались с данными приведенными в библиотеках оцененных ядерных данных (ENDF/B, JEFF-3.2, JENDL-4.0, TENDL-2013), результаты таких сравнений приведены на рис. 1 и 2.

В сравнительном анализе использована российская библиотека нейтронных данных TENDL (Transmutation Evaluated Neutron Data Library). В работе авторов [3] были представлены результаты первого этапа по формированию этой библиотеки. Отметим, что значения сечений пороговых нейтронных реакции в области энергий до 4 эВ приведенных в TENDL для тория существенно разнятся в сравнения с JENDL (см. Рис. 2), а наличие первых двух разрешенных резонансов в области энергий от 4 до 18 эВ представляется сомнительным. Вообще, структура резонансной области поглощения ядер ^{232}Th достаточно детально исследована в работах [4,5] и работах других исследователей [1]. По этой причине база нейтронных данных TENDL1038 в дальнейшем нами не использована.

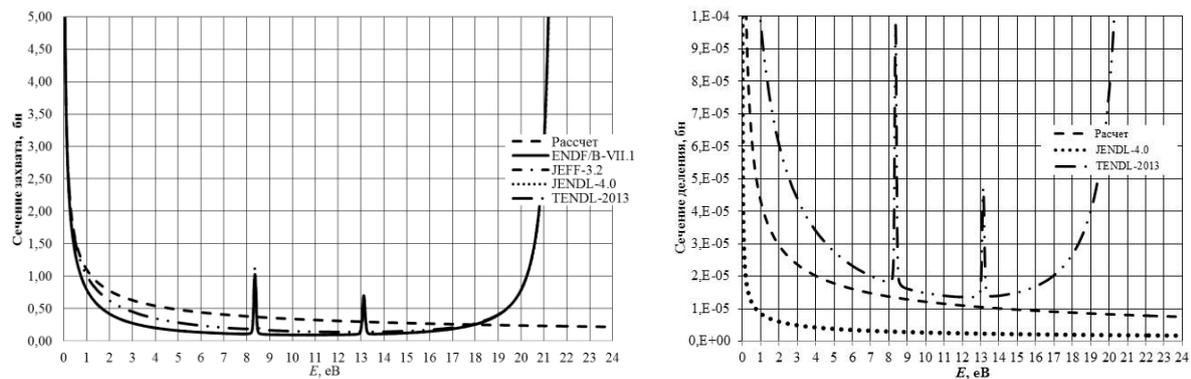
Таким образом, выбранная нами модель ядра и форма потенциала в интервале энергий от 10^{-3} до 18 эВ с удовлетворительной для практики точностью позволяет производить расчет микроскопических сечений $\sigma_j(E, r, \Omega)$ нейтронных реакций в решетках с ^{232}Th (см. Рис. 2).

Неопределенность в сечениях деления и радиационного захвата для ^{238}U в области энергий до 2,9 эВ и 1,75 эВ, соответственно, не превышает 30%. Для ^{232}Th сечения радиационного захвата с точностью в 30% могут быть найдены в интервале энергий от 10^{-3} до 0,8 эВ.



Зависимость сечения σ_γ ядра ^{238}U в области энергий нейтрона от 10^{-3} до 24 эВ Зависимость сечения σ_f ядра ^{238}U в области энергий нейтрона от 10^{-3} до 24 эВ

Рис. 1 – Результаты сравнений расчетных значений сечений ^{238}U с оцененными ядерными данными (ENDF/B, JEFF-3.2, JENDL-4.0, TENDL-2013)



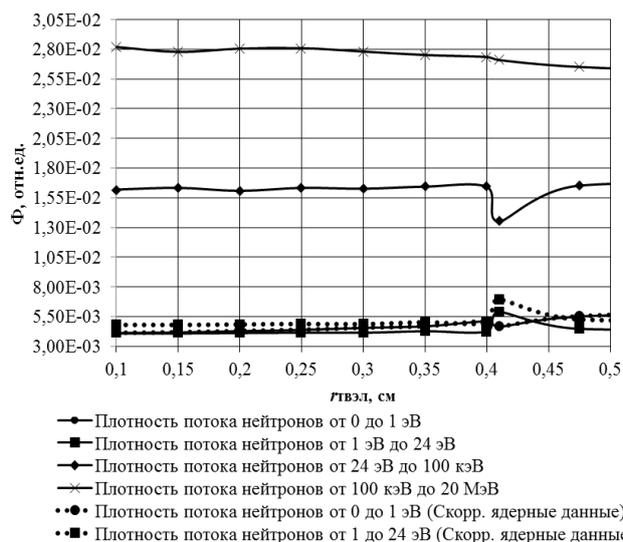
Зависимость σ_γ ядра ^{232}Th в области энергий нейтрона от 10^{-3} до 24 эВ Зависимость сечения σ_f ядра ^{232}Th в области энергий нейтрона от 10^{-3} до 24 эВ

Рис. 2 – Результаты сравнений расчетных значений сечений ^{232}Th с оцененными ядерными данными (JENDL-4.0, TENDL-2013)

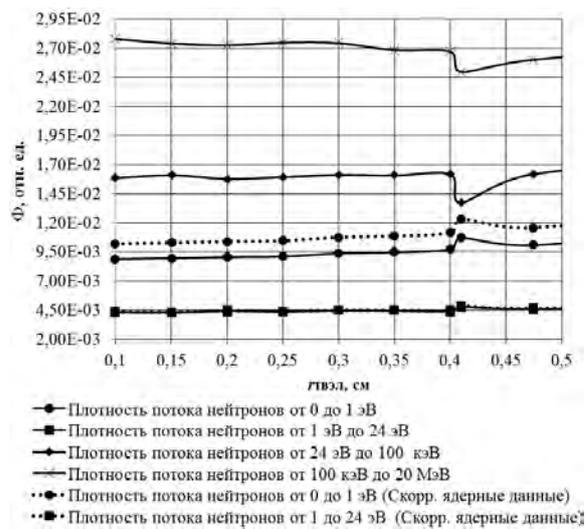
Дальнейшие ядерно-физические исследования проведены с учетом аналитически скорректированных ядерных данных и кода программы MCU5 [6]. С помощью расчетного кода программы MCU5 с использованием файлов библиотек оцененных данных (ENDF/B и JENDL-4.0) и аналитически найденных значений сечений подготовлены ядерные константы, используемые для расчета k_{eff} и оценки нужных нам функционалов ($\sigma_i(E_i, r_i, \Omega)$ и $\Phi(\Delta E_i, r_i)$). При подготовке ядерных констант использована технология, разработанная в ИБРАЭ РАН [7]. Отметим, что макроконстанты для части спектра от 18 эВ до 100 кэВ определены с использованием кода программы MCU5 без корректировки ядерных данных.

Такой подход позволил не только провести корректировку ядерных констант в области энергий от 10^{-3} до 18 эВ, но и учесть тонкую структуру резонансной области поглощения нейтронов ядрами ^{232}Th . Результаты расчетных исследований для мультиплицирующих решеток с торием приведены в графическом виде на рис. 3.

Нейтронно-физические исследования систем хранения, содержащих торий, проведены нами также с учетом аналитически скорректированных ядерных данных, расчет k_{eff} и $\phi(\Delta E_i, r_i)$ выполнен в многогрупповом приближении с использованием подгрупповых параметров при расчете групповых коэффициентов в разложенном уравнении Больцмана (Scale 4.4), с использованием расчетных методик и техник [7].



а) распределение потока нейтронов в решетке с торием – (5%Pu, 95%Th)O₂



б) распределение потока нейтронов в решетке с торием – (5%U, 95%Th)O₂

Рис. 3 – Пространственно-энергетическое распределение плотности потока нейтронов в ТВЭЛ полиячейки УГР

Заключение

В работе приведены результаты исследований и численных экспериментов, направленных на определение ядерно-физических и радиационных характеристик решеток и систем хранения с торием. Показана необходимость в корректировке ядерных констант, используемых в расчетах на критичность решеток и систем с торием.

Экспериментальные исследования для верификации расчетов будут выполнены на базе УНУ ИРТ-Т при финансовой поддержке Минобрнауки России (уникальный идентификатор работ RFMEFI59114X0001). Соглашение №14.591.21.0001 от 15.08.2014 г.

Литература

1. Shiroya S., Kudo K. Criticality Analysis of Highly Enriched Uranium/Thorium Fueled Thermal Spectrum Cores of Kyoto University Critical Assembly // PHYSOR 2004 -The Physics of Fuel Cycles and Advanced Nuclear Systems: Global Developments. - Illinois: American Nuclear Society, 2004.
2. Shamanin I.V., Ukhov A.A., Rutten H.-J., Haas K.A., Sherer W. The Use of (Th,U,Pu)O₂ Fuel in a Water Water Energy Reactor: Physics and Fuel Cycle Simulation by means of the V.S.O.P. (97) Computer Code // Forschungszentrum Julich. FZJ –ISR – IB – 1/1999. – 40 p.
3. Абрамович С.Н., Горелов В.П., Горшихин А.А. и др. База данных для численного моделирования накопления осколков в топливе энергетических реакторов// Вопросы атомной науки и техники. Серия: Математическое моделирование физических процессов. – 1996. – №3. – с.40–61.
4. Шаманин И. В. Следствия, вызванные отличиями структур резонансной области поглощения ядер ²³⁸U и ²³²Th // Альтернативная энергетика и экология. – 2006. – № 11 (43). – С. 47–53.
5. Шаманин И. В., Годовых А.В. Структура резонансной области поглощения ядер ²³⁸U и ²³²Th и зависимости ее параметров от температуры // Известия Томского политехнического университета. 2006.Т. 309, № 5. –С. 49 – 56.
6. Проект MCU. Моделирование процесса переноса частиц методом Монте-Карло. URL: <http://mcuproject.ru/rinfo.html>.
7. Блохин Д.А., Митенкова Е.Ф., Блохин А.И. Подготовка полных библиотек ядерных данных в поточечном представлении на основе файлов оцененных данных ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1.1, JENDL-4.0. Препринт / Ин-т проблем безопасного развития атом. энергетики РАН, № ИБРАЕ-2011-08. – М.: ИБРАЭ РАН, 2011. – 58 с.

Оценка потенциальной опасности ядерно и радиационно опасных объектов при планировании и мониторинге работ на заключительных стадиях жизненного цикла

Ковальчук Д.В., м.н.с. ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.т.н. Линге И.И.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

Потенциальная опасность ядерно и радиационно опасного объекта (ЯРОО) – свойство, связанное с негативным влиянием объекта на окружающую среду за счет его количественных и качественных характеристик, а также содержащихся в объекте ядерно и радиационно опасных материалов и веществ. Одна из основных задач оценки потенциальной опасности – категорирование ЯРОО по степени опасности. Применительно к заключительным стадиям жизненного цикла и обеспечению безопасности ЯРОО, оценка потенциальной опасности также позволяет говорить о решении задач:

- планирования мероприятий по обеспечению безопасности путем определения приоритетных объектов для своевременной реализации мероприятий по их выводу из эксплуатации или иным относящимся к завершающим стадиям жизненного цикла объекта корректирующим мерам по повышению безопасности;
- количественной оценки итогов работ по повышению уровня ядерной и радиационной безопасности объектов в ходе реализации мероприятий ФЦП ЯРБ в период 2008–2015 гг. и дальнейшую перспективу;
- мониторинга изменения состояния объекта с учетом всего комплекса проводимых работ по объекту (КИРО, разработка документации, подготовительные работы, удаление ОЯТ и РАО и др. реабилитация, демонтажные работы, реконструкция барьеров безопасности и т.д.).

Для оценки потенциальной опасности ЯРОО разработана методика, в основу которой заложен механизм оценки показателя опасности (КП) объекта. Принципы вычисления КП впервые были использованы в рамках методики, применяемой Агентством по выводу из эксплуатации Великобритании [1-3], а затем и при разработке Стратегического мастер-плана утилизации и экологической реабилитации выведенных из эксплуатации объектов атомного флота [4]. Они основаны на исследованиях влияния факторов радиологической опасности и технической надежности барьеров безопасности на потенциальную опасность объекта.

Объекты применения методики - здания, сооружения, комплексы и установки, представляющие собой (или входящие в состав) ядерные установки, радиационные источники и пункты хранения РАО и ОЯТ, в отношении которых необходимо проведение мероприятий по выводу из эксплуатации, реконструкции и иных мер по повышению безопасности.

Комплексный показатель потенциальной опасности (КП) рассчитывается путем покомпонентного учета данных о состоянии объекта и размещенных в нем материалов.

- активности радиоактивных материалов и веществ, которые находятся на рассматриваемом объекте в виде упакованных или неупакованных материалов, радиоактивных загрязнений, в том числе по значениям активности отдельных нуклидов и/или суммарной альфа- и бета-активности неизвестного состава;
- способности материалов, содержащих радионуклиды, в различных агрегатных состояниях к распространению в окружающей среде (параметр АС);
- уровня неопределенности (изученности) свойств радиоактивных и иных материалов и веществ, содержащихся в объекте путем сопоставления качественных характеристик материалов с табличными значениями (параметр ИНО);
- интенсивности (частоты) необходимого контроля состояния материалов или объекта путем отнесения этой частоты к одному из табличных значений (параметр СП);

- состояние барьеров безопасности путем сопоставления качественных характеристик барьеров безопасности объекта и готовности к работам по их восстановлению (усилению) с табличными значениями (параметр ИО).

В случае если значимые части содержащихся в объекте радиоактивных веществ существенно отличаются по агрегатному состоянию, состоянию изученности или обеспечиваются барьерами безопасности различной степени надежности, в рассматриваемом объекте выделяются однородные по характеристикам элементы.

Итоговое значение КП для всего рассматриваемого объекта получается сложением КП для его элементов:

$$КП = \sum_i КП_i,$$

Где КП_i – значение КП для i-й части рассматриваемого ЯРОО.

Расчет комплексного показателя опасности объекта в целом или его части осуществляется по формуле, которая учитывает две группы факторов:

$$КП = \frac{АС \cdot \sum_i A_i \cdot P_i}{СП} \cdot (ИО \cdot ИНО)^4,$$

где АС, СП – параметры, учитывающие гипотетическую (потенциальную) радиологическую опасность имеющихся в составе объекта радиоактивных веществ и материалов, а ИО и ИНО – факторы, характеризующие их техническое состояние;

A_i – активности отдельных радионуклидов P_i – относительные потенциалы радиологической опасности радионуклидов, определенные с учетом возможных сценариев облучения персонала и населения, характеризующие относительную опасность различных радионуклидов равной активности;

Параметр ИО, называемый также «идентификатор объекта», характеризует состояние объекта, включая состояние барьеров безопасности, а параметр ИНО – уровень неопределенностей данных об имеющихся в объекте материалах, в том числе содержащих радионуклиды. Определение значений параметров ИО и ИНО в рамках этапа проводится на основе сведений о выполненных мероприятиях по приведению объекта в безопасное состояние, косвенно влияющих на безопасность объекта (например, выработка стратегии ВЭ, отработка технологических операций и т.п.). Более опасное состояние характеризуется большими значениями параметров.

Характерные значения КП лежат в широком диапазоне (Таблица 1), что позволяет осуществлять ранжирование большого количества объектов.

Таблица 1. Диапазоны изменения исходных данных для оценки потенциальной опасности

Параметр	Минимальное значение	Максимальное значение	Максимально практически достижимое значение параметра
A _i (ТБк)	10 ⁻⁷	10 ⁸	10 ¹⁶
P _i	10 ³	10 ⁸	
СП	1	10 ⁵	1
АС	10 ⁻⁶	1	
ИНО	1	100	10 ¹⁶
ИО	1	100	

Более подробно процедура расчета значения КП представлена в [5].

На основе оценки и ранжирования объектов по потенциальной опасности возможно решение следующих задач:

- Обоснование приоритетных направлений деятельности в области ЯРБ.
- Мониторинг и прогнозирование изменения уровня опасности объекта.
- Оценка эффективности работ «Затраты» - «Снижение опасности».

Оценка осуществляется по относительно небольшому количеству параметров, что создает возможность для масштабного применения методики, при этом существует потенциал по повышению достоверности результатов. Это позволило использовать методику в качестве инструмента для принятия решения о порядке проведения работ по повышению безопасности ЯРОО. В рамках ведущихся работ ФЦП ЯРБ были выполнены оценки КП более чем для 200 объектов. Результаты этого ранжирования применялись при обосновании мероприятий концепции работ по обеспечению ядерной и радиационной безопасности на период 2016–2030 гг.

В рамках оценки эффективности работ ФЦП ЯРБ по критерию снижения ядерной и радиационной опасности выполняется оценка изменения комплексного показателя опасности (далее – КП). Оценка КП выполнена на начало (2007 г.) и на конец программы (2015 г.), а также оценен КП для предполагаемого конечного безопасного состояния объектов.

На Рисунке 1 представлены темпы снижения значений КП для различных категорий объектов ФГУП «ГХК»: емкостей-хранилищ (АГ-83,84) промышленного уран-графитового реактора АД и бассейна хранилища ЖРО «Объект 354».

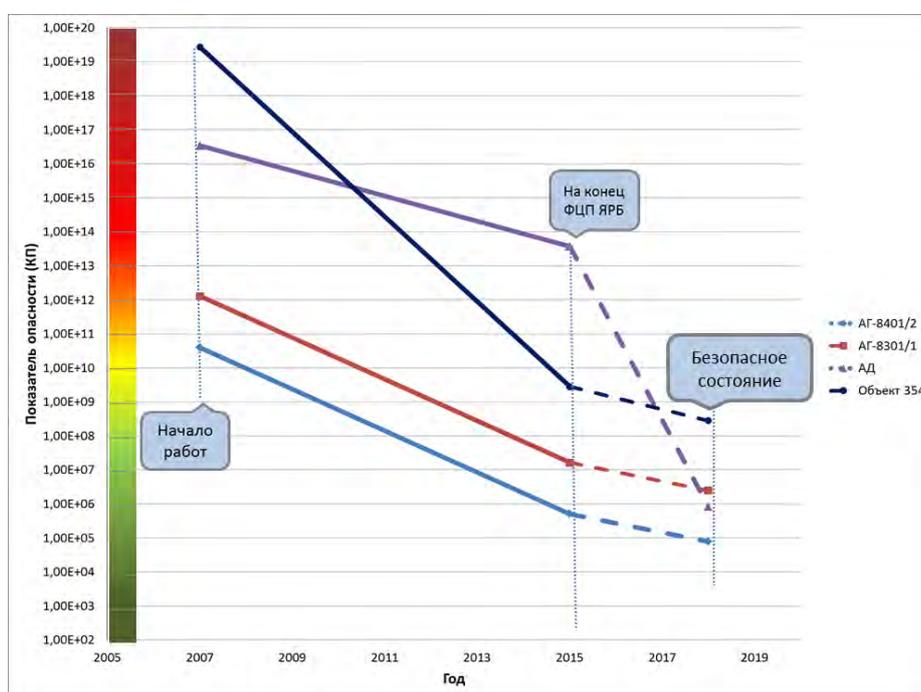


Рис. 1. Изменение показателя опасности ЯРОО по итогам выполнения мероприятий ФЦП ЯРБ

Отметим, что 3 из 4 объектов практически достигли минимального значения КП для выбранной стратегии ВЭ. Действительно, в период 2008-2015 гг. завершаются работы по их консервации. Работы по ВЭ ПУГР АД демонстрируют более умеренные темпы повышения безопасности, что соответствует также реальной ситуации (основной объем работ не выполнен и запланирован на период после 2016 года).

Таким образом, можно говорить об эффективности применения методики оценки КП как для решения задач ранжирования ЯРОО, так и для мониторинга эффективности мероприятий с точки зрения повышения безопасности.

В последнее время успешно осуществлена привязка показателя опасности к стоимости работ по выводу из эксплуатации объектов. Дальнейшее развитие этого инструмента позволит с одной стороны говорить об экономической эффективности проведенных ведущихся и планируемых мероприятий, а главное осуществлять вариантное планирование по группам объектов с учетом различных финансовых возможностей.

Литература

1. Nuclear Decommissioning Authority - The Radiological Hazard Potential: A Progress Measure for Nuclear Cleanup, doc № EGR009, July 2006.
2. Instruction for the calculation of the Radiological Hazard Potential, Doc No EGPR02-WI01, Rev 3, March 2010. <http://www.nda.gov.uk/documents/upload/EGPR02-WI01-Instruction-for-the-calculation-of-the-Radiological-Hazard-Potential-Rev3.pdf>.
3. NDA Prioritisation – Calculation Of Safety And Environmental Detriment Scores, Doc No EGPR02 Rev 6, April 2011. <http://www.nda.gov.uk/documents/upload/EGPR02-NDA-Prioritisation-calculation-of-safety-and-environmental-detriment-scores-Rev6.pdf>.
4. Стратегический мастер-план утилизации и экологической реабилитации выведенных из эксплуатации объектов атомного флота и обеспечивающей инфраструктуры в Северо-западном регионе России. Под ред. А.А. Саркисова, 2007.
5. Ранжирование ядерно и радиационно опасных объектов по потенциальной опасности, Р. И. Бакин, Д. В. Бирюков, А. И. Илюшкин и др. Препринт ИБРАЭ №IBRAE-2014-07.

Верификация ПК «ЛОГОС» на эксперименте BALI

Козелков А.С.¹, Кочетов Н.А.², Мелешикина Д.П.¹, Крутякова О.Л.¹, Курулин В.В.¹, Сидоров А.С.²,
Циберева Ю.А.¹

¹ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», г. Саров, Россия

²ОАО «Атомэнергoproект», г. Москва, Россия

тел: (83130) 2-73-43, эл.почта: A.S.Kozelkov@vniief.ru

Широкомасштабное внедрение ядерной энергетики с использованием новых проектов АЭС с ВВЭР делает необходимым, наряду с повышением технико-экономических показателей, обеспечение безопасности при прохождении проектных аварий, а также разработку мероприятий по управлению тяжелыми запроектными авариями (ЗПА) с целью минимизации их последствий. Возможность опытного исследования поведения расплава кориума в условиях, имитирующих тяжёлые аварии, затруднена в силу особенностей изучаемых явлений. Альтернативным подходом здесь является численное моделирование. Современные инженерные пакеты программ позволяют решать широкий круг задач гидродинамики, тепломассообмена и прочности. Однако при использовании численных методов основной проблемой является обоснованность применения имеющихся математических моделей, а также их верификация/валидация [1].

Одной из главных задач при обосновании безопасности реакторных установок в условиях запроектных аварий является корректное моделирование процессов естественной конвекции тепловыделяющей жидкости (ТВЖ). С целью изучения данного течения был проведен ряд экспериментальных исследований конвекции (см., например: BALI [2], СОРО [3]). В указанных экспериментах исследовался механизм конвективного теплообмена в жидкости при высоком внутреннем числе Рэлея в полостях с объемным нагревом.

Основные проблемы, возникающие при моделировании турбулентной конвекции в условиях высоких чисел Рэлея

Развитая конвекция с высокими числами Рэлея вызывает особый интерес, поскольку поток теплоносителя имеет сложное строение, и данное течение характеризуется эволюцией крупномасштабных вихревых структур в турбулентных режимах. При этом прямое численное моделирование турбулентной конвекции уже при $Ra \sim 10^{16}$ с разрешением до колмогоровского масштаба неосуществимо при имеющихся расчетных мощностях. Для предсказания конвективного турбулентного течения важную роль играет обоснованный выбор применяемых моделей турбулентности. В ПК ЛОГОС [1,4-6] разработана унифицированная библиотека современных моделей турбулентности. Библиотека охватывает модели, имеющие наивысший рейтинг применимости при решении практических задач, актуальных при отработке и обосновании технических характеристик высокотехнологичных изделий отечественных отраслей промышленности [1,6,7].

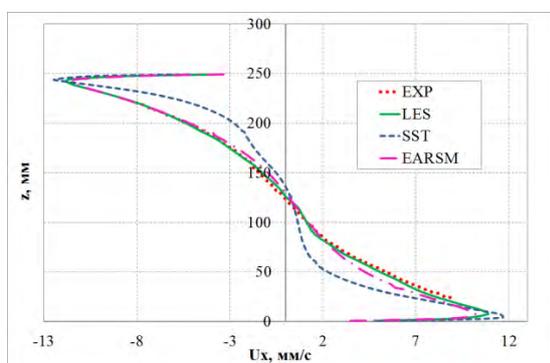
Моделирование турбулентности опирается на несколько основных подходов. Используемая в RANS моделях гипотеза Буссинеска справедлива в случае изотропной турбулентности, когда доминируют диагональные компоненты тензора Рейнольдсовых напряжений. Для правильного предсказания структуры течений с сильной анизотропией потока необходимо использовать RSM или альтернативные EARSM модели [7]. Применение LES моделирования турбулентности имеет свои трудности. Использование вихреразрешающих методов приводит к существенному росту, по сравнению с RANS, размерности решаемых задач, что делает неэффективным LES моделирование при проведении многовариантных расчетов [6]. Несмотря на это, данные модели существенно уточняют прогнозирование ряда физических процессов. Однако отсутствует ясность, насколько оправдано исследование деталей строения турбулентного потока и применение вихреразрешающих моделей турбулентности для установления связи мелкомасштабных колебаний с теплоотдачей в рассматриваемой зоне.

Целью данной работы является обоснование применения CFD-моделирования процессов высокоразвитой турбулентной конвекции жидкости при высоких числах Рэлея. В рамках данного исследования выбраны следующие верификационные задачи с известными экспериментально подтвержденными результатами: моделирование развитой турбулентной конвекции в кубе, конвективное течение натрия в произвольно ориентированном участке трубопровода и моделирование эксперимента BALI.

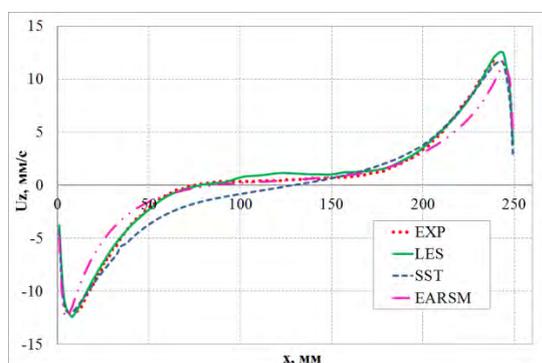
Задача о развитой турбулентной конвекции

Наиболее известным классом задач для моделирования различных конвективных процессов в инженерных приложениях является изучение естественной конвекции в замкнутых областях. На начальном этапе исследование турбулентной конвекции проводится на задаче течения в замкнутом кубе, поскольку тепловое состояние слоя с заданным перепадом температур на границах близко к тепловому состоянию металлической фазы ванны расплава, в случае отсутствия охлаждения через боковую стенку корпуса. Конвективное турбулентное движение определяется циркуляцией жидкости в замкнутом кубе с двумя разнотемпературными стенками. Экспериментальная установка для исследования развитой турбулентной конвекции приведена в работе [8]. Внутриобъемным теплоносителем являлась дистиллированная вода. Характеристики течения: число Рэлея $\sim 6 \cdot 10^9$, критерий Прандтля $Pr \sim 6$.

Моделирование проводилось с использованием SST, EARSМ и LES моделей турбулентности, использование которых в промышленных приложениях детально анализируется в [6,7]. Представлены профили горизонтальной и вертикальной компонент осредненной скорости, которые демонстрируют хорошее совпадение, повторяя не только структуру потока, но и воспроизводя значение скорости в пограничных слоях (рис. 1). Расчетные профили скорости по моделям EARSМ и LES с высокой точностью воспроизводят общий характер конвективного теплообмена в кубической полости, подогреваемой снизу и охлаждаемой сверху, а также его количественные характеристики.



(а) – профиль горизонтальной компоненты скорости V_x при фиксированной координате $x = 125$ мм



(б) – профиль вертикальной компоненты скорости V_z при фиксированной координате $z = 125$ мм

Рис. 1. – Профили средней по времени скорости, синяя линия – расчет, красная линия – эксперимент.

Удовлетворительное описание турбулентной конвекции в полости позволяет перейти к моделированию экспериментов с ТВЖ.

Моделирование эксперимента BALI

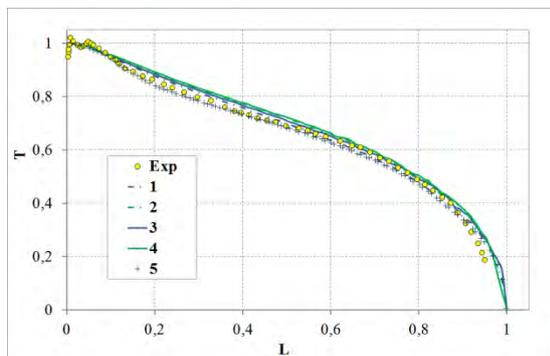
Следующий этап исследования применимости ПК ЛОГОС к моделированию высокоразвитой турбулентной конвекции проводится на практически ориентированной задаче – эксперимент BALI. В данном эксперименте исследовалась конвекция жидкости при различных физических условиях, имитирующих тяжёлые аварии реактора ВВЭР. Схема экспериментальной установки и результаты экспериментов опубликованы в работе [2].

В качестве модельной жидкости рассматривается раствор соли в воде, нагрев которого производился с помощью электродов. Вертикальные границы были теплоизолированы. Цилиндрическая граница охлаждалась жидким азотом через прослойку теплоизолятора, что приводило к образованию относительно тонкой корки льда и обеспечивало изотермические граничные условия. В первой серии экспериментов верхняя граница экспериментальной установки была теплоизолирована, что аналогично случаю, когда при инверсном расслоении в устройстве локализации расплава (УЛР) вышерасположенный оксидный бассейн покрыт коркой, и теплосъём излучением относительно невелик. Во второй серии экспериментов верхняя граница охлаждалась аналогично цилиндрической, что обеспечивало постоянную температуру на двух границах, данный режим соответствует более сильному теплосъёму с верхней поверхности расплава.

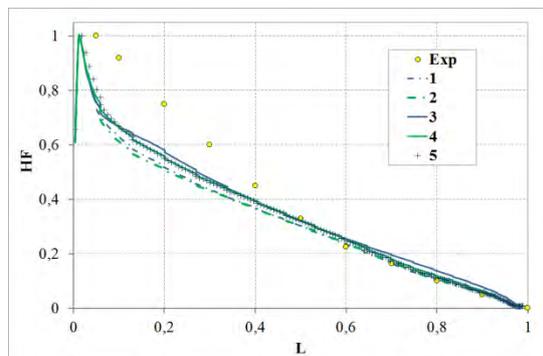
В данном исследовании для расчета были выбраны RANS модели турбулентности: модель линейной вихревой вязкости SST, явная алгебраическая модель напряжений Рейнольдса EARSМ и

вихререзшающая LES модель для различных значений энерговыделения. Объемное энерговыделение подбиралось таким образом, чтобы обеспечить несколько значений критерия Рэлея: $Ra_i=2.7 \cdot 10^{16}$, $Ra_i=3.3 \cdot 10^{16}$.

На рисунке 2 представлены графики зависимости безразмерной температуры по вертикальной границе и графики плотности безразмерного теплового потока на цилиндрической границе в случае теплоизолированной верхней стенки. На графиках видно, что качественная картина температуры и осредненной плотности теплового потока неизменна при различных значениях критерия Рэлея. Использование вихререзшающего подхода LES несколько уточняет картину предсказания осредненного значения плотности теплового потока на стенке (рис. 2).



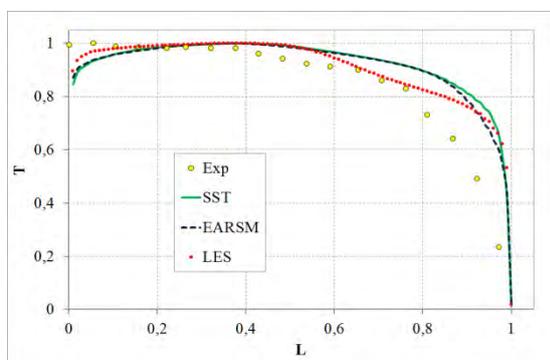
(а) – распределение осредненной по времени безразмерной температуры T по вертикальной границе



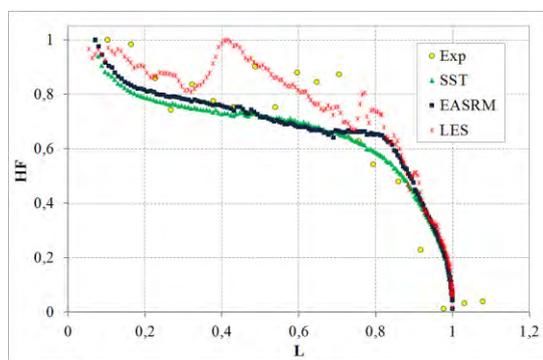
(б) – распределение плотности безразмерного теплового потока HF на цилиндрической границе

Рис. 2. Результаты моделирования первой серии экспериментов, где 1 – SST, $Ra_i=2.7 \cdot 10^{16}$; 2 – SST, $Ra_i=3.3 \cdot 10^{16}$; 3 – EARSМ, $Ra_i=2.7 \cdot 10^{16}$; 4 – EARSМ, $Ra_i=3.3 \cdot 10^{16}$; 5 – LES, $Ra_i=3.3 \cdot 10^{16}$

Поскольку качественная картина неизменна при различных значениях критерия Рэлея, то для серии экспериментов с охлаждаемой верхней границей объемное энерговыделение подбиралось таким образом, чтобы обеспечить: $Ra_i=3.3 \cdot 10^{16}$. Расчеты выполнены с использованием RANS моделей турбулентности: EARSМ, SST и вихререзшающей LES модели. Как и в предыдущем случае, все выходные параметры приводятся в безразмерном виде. Результаты расчетов приведены на рисунке 3.



а) распределение осредненной по времени безразмерной температуры T по вертикальной границе



б) распределение плотности безразмерного теплового потока HF на цилиндрической границе

Рис. 3. Результаты моделирования второй серии экспериментов

Анализ рисунков 2 и 3 показывает, что распределение безразмерной температуры на вертикальной границе описывается с достаточной точностью, при этом наибольшие отклонения наблюдаются при моделировании эксперимента с двумя охлаждаемыми стенками. Расчетное распределение плотности безразмерного теплового потока при охлаждаемой верхней границе описывается с некоторым отклонением от экспериментальных данных.

Анализ экспериментальных данных и результатов расчета показывает, что модели турбулентности, заложенные в указанный код, качественно верно воспроизводят общую картину течения при значениях критерия Рэлея $Ra_i \sim 10^{16}$. В случае моделирования конвективного теплообмена в кубической полости при $Ra \sim 10^9$ наблюдается не только качественное, но и количественное совпадение результатов расчета с экспериментальными данными. В случае моделирования конвекции ТВЖ показано, что распределение

безразмерной температуры и плотности безразмерного теплового потока по границам не зависит от модели турбулентности и значения критерия Рэлея, что соответствует результатам эксперимента. В случае моделирования конвекции ТВЖ при $Ra_T \sim 10^{16}$ с двумя охлаждаемыми стенками, с экспериментальными данными хорошо согласуется качественная картина течения, количественные характеристики имеют небольшие отклонения при использовании моделей SST и EARSM. В условиях охлаждения верхней границы, используемые SST и EARSM модели турбулентности несколько занижают значение теплового потока на верхней границе. Результаты, полученные по LES модели, согласуются с экспериментальными данными.

Отклонения численных результатов в первую очередь можно объяснить тем, что набор исходных данных недостаточен для точного повторения эксперимента с помощью CFD-моделирования. Дальнейшие исследования турбулентной конвекции, в том числе и тепловыделяющей жидкости, требуют более детальной информации. Поэтому при моделировании требуется вводить многочисленные допущения:

- в эксперименте использовался имитатор расплава (вода+соль), но данные о концентрации раствора соли в воде отсутствуют, поэтому при моделировании задаются свойства чистой воды;
- при отсутствии точных данных об условиях охлаждения на границах задаются изотермические граничные условия (экспериментальная установка охлаждалась жидким азотом через прослойку теплоизолятора [2]);
- при отсутствии точных данных о геометрических размерах образовавшейся ледяной корки её моделирование представляет серьезную проблему и не позволяет учесть шероховатость поверхности, которая может влиять на коэффициент теплоотдачи, несмотря на низкую теплопроводность льда. Шероховатая структура способствует дополнительной турбулизации потока и интенсификации теплоотдачи.

В целом ПК ЛОГОС на достаточно высоком уровне воспроизводит теплообмен в ТВЖ при естественной конвекции в условиях высоких чисел Рэлея $Ra_T \sim 10^{16}$, но его применение при расчетах реакторных установок (РУ) ВВЭР и УЛР в режиме ЗПА требует дополнительного обоснования.

Литература

1. Козелков А.С., Дерюгин Ю.Н., Циберева Ю.А., Корнев А.В., Денисова О.В., Стрелец Д.Ю., Куркин А.А., Курулин В.В., Шарипова И.Л., Рубцова Д.П., Легчанов М.А., Тятюшкина Е.С., Лашкин С.В., Ялозо А.В., Яцевич С.В., Тарасова Н.В., Гиниятуллин Р.Р., Сизова М.А., Крутякова О.Л. Минимальный базис задач для валидации методов численного моделирования турбулентных течений вязкой несжимаемой жидкости // Труды Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева. 2014. № 4(106), С. 21-67.
2. Bonnet J.M., Seiler J.M. Thermal hydraulic phenomena in corium pools: the BALI experiment // Proceedings of the 7th International conference on nuclear engineering, Tokyo, Japan, April 19-23, 1999, ICONE-7057.
3. Kymalainen O. et al. Heat flux distribution from a volumetrically heated pool with high Rayleigh number // Nucl. Eng. Des. 1994. V. 149. P. 401-408.
4. Козелков А.С., Дерюгин Ю. Н., Лашкин С. В., Силаев Д. П., Симонов П. Г., Тятюшкина Е. С., Реализация метода расчета вязкой несжимаемой жидкости с использованием многосеточного метода на основе алгоритма SIMPLE в пакете программ ЛОГОС // Журнал ВАНТ, сер. Математическое моделирование физических процессов, 2013, вып.4 с. 44-56.
5. Козелков А.С., Волков К.Н., Дерюгин Ю.Н., Емельянов В.Н., Карпенко А.Г. Методы ускорения газодинамических расчетов на неструктурированных сетках // М.: Физматлит, 2013.
6. Козелков А.С., Курулин В.В., Тятюшкина Е.С., Пучкова О.Л., Лашкин С.В. Моделирование течений вязкой несжимаемой жидкости на неструктурированных сетках методом отсоединенных вихрей // Математическое моделирование, 2013, т.26, №8, с81-96.
7. Козелков А.С., Курулин В.В., Пучкова О.Л., Лашкин С.В. Моделирование турбулентных течений с использованием алгебраической модели рейнольдсовых напряжений с универсальными пристеночными функциями // Вычислительная механика сплошных сред. – 2014. – Т. 7, № 1. – С. 40-51.
8. Большухин М.А., Васильев А.Ю., Будников А.В., Патрушев Д.Н., Романов Р.И., Свешников Д.Н., Сухановский А.Н., Фрик П.Г. Об экспериментальных тестах (бенчмарках) для программных пакетов, обеспечивающих расчет теплообменников в атомной энергетике // Вычислительная механика сплошных сред. 2013. Т. 5, № 4, С. 469-480.

Особенности связанных расчетов с использованием нейтронно-физического кода, базирующегося на методах Монте-Карло

Колташев Д.А., инженер-исследователь ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.ф.-м.н., зав.лаб. ИБРАЭ РАН Митенкова Е.Ф.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

1. Введение

Цель данной работы заключается в отработке технологий связанных расчетов с использованием нейтронно-физического кода, базирующегося на методах Монте-Карло. Решение проблемы связанных кодов является актуальной задачей, исследованием которой занимаются во многих ведущих институтах и лабораториях по всему миру. Использование методики связанных расчетов позволяет улучшить качество прогнозирования задач ядерной безопасности и повысить эффективность расчетов разрабатываемых систем ядерной энергетике.

Современная тенденция в проведении подобных расчетов заключается в использовании широко распространенных и хорошо себя зарекомендовавших кодов нейтроники и теплогидравлики. Подобный подход позволяет исключить из рассмотрения вопросы, касающиеся алгоритмических особенностей нейтронно-физических и теплогидравлических кодов, и расставить основные акценты на исследовании характера обратных связей.

В данной работе для проведения расчетов используется нейтронно-физический код MCU, разработанный в РНЦ КИ и теплогидравлический код HYDRA, разработанный в ИБРАЭ РАН.

2. Особенности Монте-Карло кодов

Нейтронно-физические коды, базирующиеся на методах Монте-Карло, обеспечивают высокую точность моделирования и позволяют проводить расчеты при недостатке экспериментальных данных и отсутствии реперных результатов. Коды Монте-Карло позволяют использовать точное описание 3D геометрии и не требуют предварительной гомогенизации и упрощения в задании геометрических параметров. Данные коды используют библиотеки ядерных данных в поточечном представлении, что позволяет осуществлять непрерывное слежение за энергией частицы. Использование методов Монте-Карло позволяет обеспечить моделирование, приближенное к проведению реальных экспериментов.

При проведении связанных расчетов, Монте-Карло коды позволяют осуществлять моделирование в условиях сильных пространственных и плотностных неоднородностей, вызванных, например, наличием различных компоновочных особенностей и кипением теплоносителя.

При проведении расчетов с использованием кодов Монте-Карло ключевым является вопрос исследования устойчивости и корректности значений основных нейтронно-физических характеристик, используемых для связки нейтронно-физического и теплогидравлического кодов. В данной связи одной из центральных является проблема определения расчетных параметров Монте-Карло кодов, которые обеспечивают устойчивость и корректность результатов[1].

3. Описание расчетной модели

Для отработки технологии применения связанных кодов используются ячеечные расчеты. Ячеечные расчеты занимают ключевое место в решении задач физики реакторов. Ячеечные расчеты позволяют исследовать особенности кодов, изучить их чувствительность на изменение геометрических, статистических и температурных параметров, а также определить расчетные параметры, обеспечивающие корректность результатов.

Проведен расчет стационарного состояния на базе модели ячейки твэла реактора ВВЭР. Твэл разбит на 20 аксиальных ячеек, высотой 18 см. Данное разбиение обусловлено предварительно определенным размером зон регистрации. Снизу и сверху расположен слой воды толщиной 20 см. На границе заданы радиальные условия отражения и аксиальные условия утечки.

Рассчитываются значения скоростей реакции во всех 20 зонах регистрации, которые нормируются исходя из эксплуатационной мощности реактора ~ 3000 МВт. В данной работе, для упрощения, считается, что вся энергия деления выделяется без запаздывания непосредственно в месте, в котором происходит деление (~ 200 МэВ на одну реакцию для традиционного оксидного уранового топлива).

В коде HYDRA задается модель в виде одномерного канала, который разбивается на 22 ячейки (2 ячейки на входе и выходе из канала и 20 ячеек в его обогреваемой части, которые соответствуют 20 зонам регистрации). На входе канала задано граничное условие по скорости потока (5,5 м/с), на выходе – по давлению (16,2 атм.). С учетом данного энерговыделения, в коде HYDRA рассчитывается аксиальное распределение плотности и температуры теплоносителя. Температуры и плотности топлива, оболочки и конструкционных материалов в процессе расчета считаются постоянными.

В нулевой итерации ($j=0$) задается равномерное распределение плотности ($\rho_0=1$ г/см³) и температуры теплоносителя ($T_0=300$ К) по всем ячейкам. В процессе счета, каждая итерация с номером j состоит из последовательного запуска кодов MCU и Hydra, при этом распределение энерговыделения (Q_j) рассчитывается в коде MCU и передается в код Hydra, а распределение плотности (ρ_j) и температуры (T_j) теплоносителя рассчитывается в коде Hydra и передается в код MCU (рис. 1). Суммарное число итераций – 30.

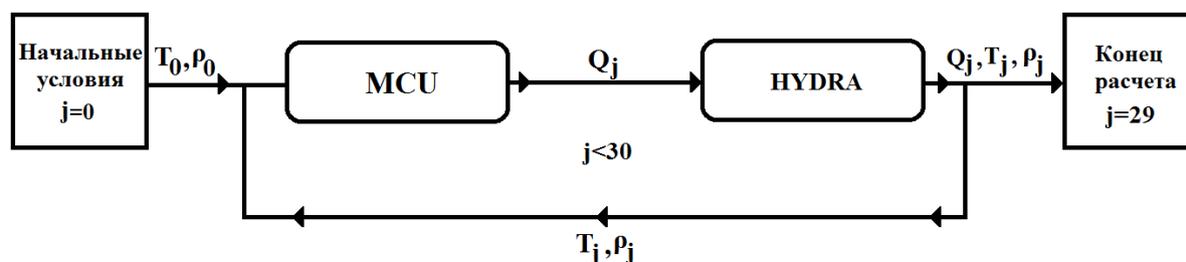


Рис. 1. Схема проведения связанных расчетов

4. Результаты расчетов

При проведении связанных расчетов с использованием кодов Монте-Карло ключевым является обеспечение корректности и устойчивости значений характеристик (энерговыделение, плотность и температура теплоносителя) использующихся в качестве связки. В данной связи рассматривается значение $K_{эф}$ и значения основных нейтронно-физических характеристик, таких как энерговыделение и температура теплоносителя в зависимости от номера итерации. $K_{эф}$ является интегральной характеристикой, которая непосредственно не используется при проведении связанных расчетов и корректность значения $K_{эф}$ не является достаточным условием для обеспечения корректности распределений потоков [2], однако исследование $K_{эф}$ позволяет отработать технологию анализа устойчивости и корректности значений основных нейтронно-физических характеристик.

Значения $K_{эф}$ представлены для итераций под номерами 0, 1, 5 и 29, при этом наблюдаются осцилляции данных значений в пределах 0,1 % (рис. 2).

Характер распределения энерговыделения (рис. 3) и температуры теплоносителя (рис. 4) не претерпевают значительных изменений после итерации 1. Изменение характера распределения энерговыделения обуславливается наличием обратных связей по температуре и плотности. Для исследования изменения значения энерговыделения в конкретной аксиальной зоне, рассматривается энерговыделение в зоне 1 в зависимости от номера итерации, начиная с итерации номер 1 (рис. 5).

В зоне 1 наблюдаются осцилляции ($\sim 5\%$) значения энерговыделения, сохраняющиеся на протяжении всего расчета, которые значительно превосходят статистическую ошибку Монте-Карло расчетов.

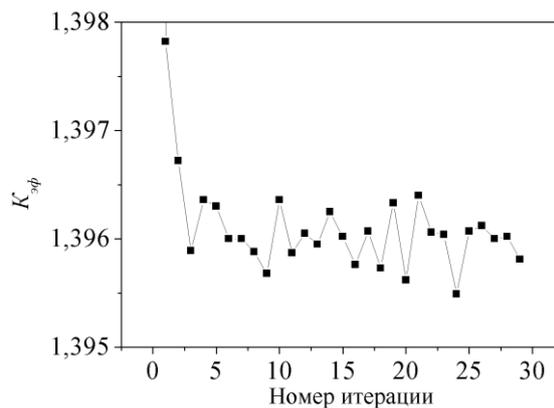
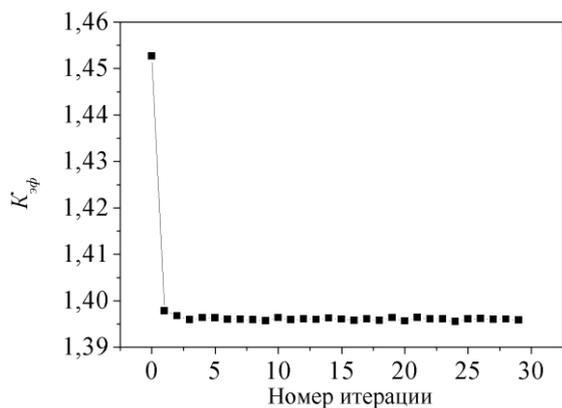


Рис. 2. $K_{эф}$ в зависимости от номера итерации

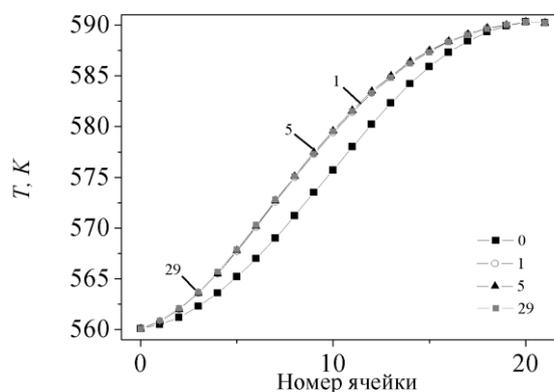
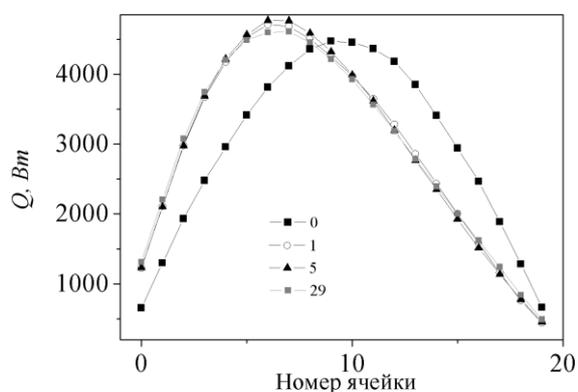


Рис. 3. Аксиальное распределение энерговыделения

Рис. 4. Аксиальное распределение температуры теплоносителя

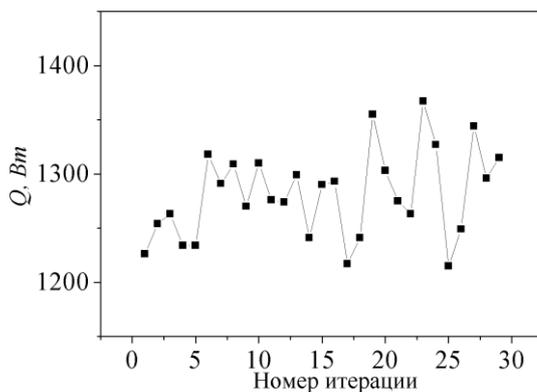


Рис. 5. Энерговыделение в зоне регистрации 1 в зависимости от номера итерации

Для уменьшения различных осцилляций при проведении связанных расчетов вводится метод релаксаций, основанный на том, что, используемые в качестве связки характеристики, с помощью весового коэффициента (k_{rel}), усредняются со значениями, полученными в предыдущей итерации. Расчетные формулы для температуры, плотности и энерговыделения имеют вид:

$$f'_n = (1 - k_{rel}) f_n + k_{rel} f_{n-1}$$

Где f_n -значение соответствующей характеристики, полученное на шаге n , f'_n - новое значение характеристики с учетом введенного коэффициента релаксации.

Для связанных расчетов с использованием Монте-Карло кодов показан положительный эффект влияния k_{rel} на сходимость связанных расчетов [2]. Установлено, что наибольший эффект дает значение $k_{rel} \sim 0.4-0.5$.

Получены значения $K_{эф}$ для модели ячейки твэла, при различных значениях коэффициента релаксации (рис. 6). Наблюдаются осцилляции значения $K_{эф}$, которые уменьшаются с увеличением значения k_{rel} .

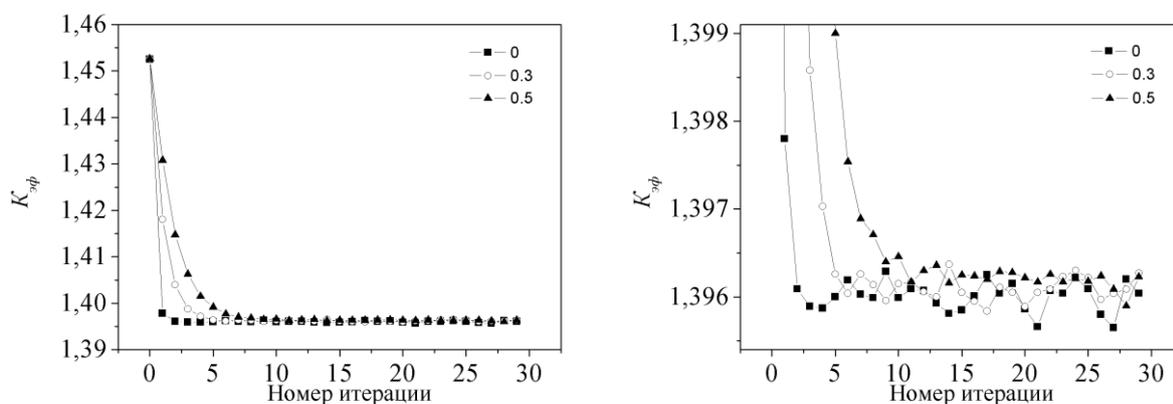


Рис. 6. Значения $K_{эф}$ в зависимости от номера итерации при разных k_{rel}

Рассматривается среднее значение $K_{эф}$ и значение его среднего отклонения при различных значениях коэффициента релаксации (табл. 1). Для исследования эффекта влияния коэффициента релаксации на $K_{эф}$ используется представление $K_{эф}$ с точностью до пяти значащих цифр.

Таблица 1. Значения $K_{эф}$ в зависимости от k_{rel}

k_{rel}	$\overline{K_{эф}}$	$\overline{K_{эф}} - \overline{K_{эф}}$
0	1,39599	0,00014
0,3	1,39609	0,00011
0,5	1,39621	0,00007

При увеличении значения k_{rel} наблюдается уменьшение значения отклонения $K_{эф}$. При этом $\overline{K_{эф}}$ с ростом k_{rel} приближается к значению, полученному при начальных условиях ($\rho_0=1$ г/см³ и $T_0=300$ К).

5. Заключение

Проведены тестовые расчеты ячейки твэла реактора ВВЭР с использованием теплогидравлического кода HYDRA и нейтронно-физического кода MCU, базирующегося на методе Монте-Карло. Получен положительный эффект использования коэффициента релаксаций для уменьшения осцилляций результатов моделирования. Следующий этап работы заключается в осуществлении связанных расчетов на базе ячеек с более сложной пространственной компоновкой и исследовании критериев сходимости связанных расчетов.

Литература

1. 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.
2. Митенкова Е.Ф., Колташев Д.А., Кизуб П.А. Распределение скорости реакции деления в слабосвязанной системе для тестовой модели «Шахматная доска». — Атомная энергия, 2014, т. 116, вып. 00
3. Ivanov A., Imke U., Sanchez V. Development of a coupling scheme between MCNP5 and SUBCHANFLOW for the pin-and fuel assembly-wise simulation of LWR and innovative reactors. — In: Intern. Conf. "M&C 2011", Brazil, 8-12 May 2011.

Анализ LIDAR-технологии разведки запасов гидрата метана

Леонов К.В., студент 4 курса МФТИ

Научный руководитель: д.ф.-м.н. проф. Пономарев В.Н.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (962) 938-04-32, эл. почта: konstantin.leonov@phystech.edu

1. Введение

Природные газовые гидраты являются единственным еще не разрабатываемым источником природного газа на Земле, который в силу огромных ресурсов и широкого распространения может в недалеком будущем составить реальную конкуренцию традиционным месторождениям. Газовые гидраты-твердые кристаллические соединения типа $M \cdot nH_2O$, в которых низкомолекулярный гидрофобный газ с молекулярной массой M удерживается внутри n молекул воды с помощью водородных связей при определенных термобарических условиях: температура ниже первых десятков градусов и давление до 40 МПа. В природных газовых гидратах 98% газа представлено метаном, в 1 м³ гидрата которого может содержаться до 160 м³ газа при нормальных условиях. Область существования газовых гидратов приурочена к морским донным осадкам и к областям многолетнемерзлых пород. Преобладающими природными газовыми гидратами являются гидраты метана и диоксида углерода.

К началу XXI в. были обнаружены залежи газовых гидратов в донных отложениях Охотского, Каспийского и Черного морей, а также озера Байкал на глубине нескольких сотен метров от поверхности воды. По данным ВНИИгаза ресурсы природного газа в гидратах континентальной и шельфовой части России оцениваются в 100-1000 трлн. м³.

Несмотря на привлекательность использования газогидратов в качестве перспективного и экологически чистого топлива, обладающего огромными ресурсами, поиски, разведка и разработка их месторождений сопряжены с трудностями, возникающими при обеспечении технической и экологической безопасности проведения работ. Масштабы возникающих проблем могут изменяться от локальных до региональных и даже глобальных. Поэтому освоение газогидратных ресурсов требует разработки новых, гораздо более эффективных, по сравнению с существующими, технологий разведки, добычи, транспортировки и хранения газа. Эти технологии могут эффективно использоваться и на традиционных газовых месторождениях, в том числе на тех, отработка которых сейчас представляет значительные трудности и не рентабельна.

2. Цель работы

- Сбор и систематизация информации по существующим и перспективным проектам нефте- и газоразведывательных технологий;
- Определение ключевых факторов технологий дистанционной разведки гидрата метана;
- Анализ рисков и потенциальных возможностей внедрения технологии «LIDAR» (Light Identification, Detection and Ranging) нефтедобывающими предприятиями.

3. Технологии обнаружения газогидратных месторождений

Существующие технологии обнаружения газогидратных месторождений опираются на использование свойств гидратов и гидратонасыщенных пород (таких как высокая акустическая проводимость, высокое электросопротивление, пониженная плотность, низкая теплопроводимость, низкая проницаемость для газа и воды). К методам обнаружения газогидратных залежей относят: «сейсмическое зондирование, гравиметрический метод, измерение теплового и диффузного потоков над залежью, изучение динамики электромагнитного поля в исследуемом регионе и др.». В текущем периоде эти методы активно развиваются и совершенствуются.

Сейсмическое зондирование

Наиболее распространенным методом обнаружения газогидратных месторождений является стандартная и высокочастотная сейсмическая разведка. Стандартная сейморазведка проводится на частотах 30-120 Гц и имеет разрешающую способность до 12-24 м; высокочастотная — проводится на

частотах от 250-650 до 1 200 Гц при разрешающей способности до 1-2 м. По данным двухмерной (2-D) сейсморазведки, при наличии свободного газа под гидратонасыщенным пластом определяется нижнее положение гидратонасыщенных пород. Однако, такой метод не позволяет получить ответы на ряд важных вопросов, в том числе, о степени гидратонасыщенности пород. Более качественные результаты дает метод высокого разрешения трехмерной (3-D) сейсморазведки: он позволяет определить верхнюю и нижнюю границу гидратонасыщенных пород, а также концентрацию гидрата в породах. Данные сейсмического зондирования дополняются с помощью других методов анализа. Верными источниками дополнительной информации служат геофизические исследования пробуренных скважин, а также, отбор и комплексный анализ образцов горной породы, извлеченной из скважины непосредственно на месторождении

Геофизические измерения

Этот метод более чувствителен к обнаружению газогидратов, однако, его использование сопряжено с большими, чем при сейсморазведке, техническими трудностями.

Комплексный анализ нефтегазовой системы

Комплексный анализ нефтегазовой системы может быть охарактеризован как наиболее передовой метод. Он включает в себя изучение осадочных пород, анализ каротажной диаграммы (это табличное или графическое описание условий бурения или геофизических характеристик, полученное при исследовании скважины), качественную и количественную интерпретацию данных сейсморазведки и анализ других данных о нефтегазовой системе.

Электромагнитная разведка

Перспективным дополнением к сейсморазведке для неразрушающего обнаружения газогидратов в пористых породах является электромагнитная разведка. Министерство энергетики США планирует проводить ее с 2015 года.

Лазерное зондирование

Наиболее современный метод исследования и определения параметров компонентов окружающей среды, которые дистанционно не могут быть измерены другими методами. Лидарная техника относится к одному из приоритетных и стратегических направлений оптико-электронного приборостроения, так как ее сенсоры позволяют дистанционно проводить детальный анализ исследуемых объектов и компонентов окружающей среды по их спектральным характеристикам в условиях существенно ниже предельного уровня пространственного разрешения наблюдательных систем, что особенно важно при проведении поисково-разведочных работ на нефть и газ на шельфе

4. «Лидар» – перспективная лазерно-оптическая технология

Она обладает существенными преимуществами: ультравысокая чувствительность и вероятностью обнаружения > 95%; ультраспектральная селективность; высокая скорость детектирования (10^{-6} сек) [1]; дистанционность и бесконтактность; возможность непрерывного площадного и профильного сканирования с одновременным определением широкого набора химических элементов и соединений; высокая помехозащищенность. Ультравысокая чувствительность и спектральная селективность, способствует определению концентрации широкого набора индикаторных химических элементов и соединений. Высокая скорость детектирования (10^{-6} сек), дистанционность и бесконтактность позволяют проводить исследования в сжатые сроки на значительных территориях, а также осуществлять непрерывное площадное и профильное сканирование в реальном масштабе времени с картированием местности и одновременным выделением аномальных зон, указывающих на местонахождение залежей углеводородов. Лидар, устанавливаемый на борт судна или опускаемый на батискафе в толщу воды, может вести поиск УВ со скоростью движения судна, картировать пространственное расположение и границы залежей не имея при этом привязки к конкретной зоне и вне зависимости от морской глубины, а в комплексе с другими методами изучения геологических объектов разного порядка позволит оптимизировать издержки на всех стадиях проведения геологоразведочных работ.

Наиболее значимыми конкурентами из существующих лазерно-оптических технологий, оказывающими основное влияние на продвижение технологии «Лидар» являются: бортовой лидар «Атмарил-3», способный проводить экологический и природоохранный мониторинг; авиационный лазерный газоанализатор для обнаружения утечек; поляризационный авиационный лидар «ПАЛ-2» [4], предназначенный для осуществления с борта самолета-лаборатории дистанционного экологического мониторинга акваторий с повышенной антропогенной нагрузкой; технологии TimeDomain EM (magTiDEM™) и TinT™ компании ЗАО «ЕММЕТ» [2] для проведения электромагнитных исследований с

целью поиска залежей нефти и газа; технология дистанционного тепловизионного зондирования Земли (ДТЗЗ); дистанционный оптический газоанализатор 161 «ДОГА-М2» предназначен для измерения с борта самолета\вертолёта\судна содержания пропана и метана в слое атмосферы.

5. SWOT-анализ

В рамках исследований по проекту «Разработка оперативной дистанционной технологии геохимической разведки морских запасов углеводородов на основе модификаций методов комбинационной спектроскопии» был применен SWOT-анализ [3] с целью оценки конкурентоспособности инновационной лазерно-оптической технологии дистанционной разведки и мониторинга месторождений углеводородов (УВ) в сравнении с современными лазерно-оптическими методами, а также обоснования возможностей и основных направлений ее внедрения в геологоразведочный процесс. Для проведения SWOT-анализа были выявлены ключевые факторы, способные оказать влияние на продвижение новой лазерно-оптической технологии и разделены на следующие категории: две категории описывающие влияние внутренних факторов - strengths (сильные стороны), weaknesses (слабые стороны) и две категории описывающие влияние внешних факторов - opportunities (возможности), threats (угрозы). На основе анализа внутренней и внешней среды были выявлены и сгруппированы в единую матрицу (таблица 1) возможности и угрозы, а также сильные и слабые стороны развития и внедрения современной лазерно-оптической технологии.

Таблица 1. Матрица силы/слабости и возможности/угрозы конкурентоспособности лазерно-оптической технологии

Сильные стороны	Слабые стороны
1) Дистанционный анализ исследуемой акватории; 2) Сокращение сроков ГРП (геологоразведочных работ); 3) Одновременное определение спектра индикаторных УВ-элементов и их ассоциаций; 4) Регистрация предельно малых концентраций индикаторных углеводородов; 5) Использование на различных вариантах носителя; 6) Оперативное получение и обработка данных; 7) Природно-климатическая устойчивость.	1) Потребность в высококвалифицированных кадрах для эксплуатации прибора; 2) Необходимость настройки и калибровки аппаратуры на эталонных участках или уже открытых месторождениях; 3) Необходимость осуществления опытно-промышленных испытаний; 4) Изготовление высококачественной аналитической аппаратуры; 5) Низкий уровень технической и технологической аппаратуры.
Возможность	Угрозы
1) Сокращение издержек на проведение ГРП; 2) Замещение традиционных методов ГРП; 3) Сокращение сроков поисково-разведочных работ; 4) Низкий уровень конкуренции; 5) Развитие лазерно-оптических технологий; 6) Интерес государства и компаний к освоению континентального шельфа.	1) Лоббирование традиционных технологий; 2) Усиление конкурентных преимуществ со стороны конкурентов; 3) Появление принципиально новой технологии; 4) Монополизация рынка; 5) Отсутствие спроса; 6) Появление товаров-субститутов

На основе экспертных оценок сформирована матрица SWOT-анализа (таблица 2), объединяющая результаты оценки влияния внутренних и внешних факторов по принципу: «сильные стороны – угрозы», «слабые стороны – угрозы», «сильные стороны – возможности», «слабые стороны – возможности». Она определяет основные направления развития и стратегию внедрения анализируемой технологии дистанционного лазерного зондирования.

Таблица 2. Матрица SWOT-анализа

«Сила и возможности»	«Сила и угрозы»
- Дистанционность метода, оперативность обработки полученных данных позволит снизить сроки поисково-разведочных работ; - Одновременное определение спектра и регистрация предельно малых индикаторных концентраций УВ позволит повысить эффективность проведения поисковых работ и	- Внедрению технологии будет препятствовать монополизация рынка и появление товаров субститутов; - Инновационность и сильные стороны технологии «Лидар» позволят преодолеть лоббирование традиционных технологий и повысить конкурентоспособность;

<p>усилить конкурентные преимущества технологии «Лидар»;</p> <p>- Природно-климатическая устойчивость обеспечит преимущества технологии «Лидар» по сравнению с традиционными методами поисково-разведочных работ;</p> <p>- Дальнейшее совершенствование технологии позволит усилить ее конкурентные преимущества.</p>	<p>- Использование на различных вариантах носителя и природно-климатическая устойчивость позволит расширить зону применимости и рыночный сегмент технологии «Лидар».</p>
«Слабость и возможности»	«Слабость и угрозы»
<p>- Тенденции к замещению традиционных методов поисково-разведочных работ будут препятствовать потребности в высококвалифицированных кадрах и низкий уровень технической и технологической аппаратуры исследуемой технологии;</p> <p>- Развитие лазерно-оптических технологий способствует повышению уровня и темпа изготовления высокочувствительной аналитической аппаратуры, а так же значительно упростит подготовительный этап использования технологии.</p>	<p>- Низкий спрос может быть обусловлен необходимостью подготовки высококвалифицированного персонала;</p> <p>- Отсутствие опытно-промышленных испытаний снижает интерес государства и компаний к технологии «Лидар».</p>

6. Заключение

Результаты анализа подтверждают заключение о том, что принципиально новая лазерно-оптическая технология является конкурентоспособной на рынке технологий геологоразведочной отрасли. Основными источниками конкурентных преимуществ для предприятий, имеющих на нее патент, будут следующие ключевые факторы: технологические (обладание патентом на передовое оборудование); производственные (более высокая эффективность и качество по сравнению с использованием других существующих геофизических методов для поисков залежей нефти и газа и значительное сокращение затрат на проведение геологоразведочных работ).

Литература

1. Желваков А.П., Кашеев С.В. Лидары с высоким спектральным разрешением. Бюллетень Оптического общества им. Д.С. Рождественского №127, 2010 г. - С. 17.
2. Официальный сайт ЗАО «ЕММЕТ» (Electro-MagneticMarineExplorationTechnologies). Сайт: <http://emmetech.ru/index.php?id=1>.
3. Климин А.И. Маркетинг: Метод.указания // С-Пб., Изд-во СПбГПУ, 2012 г. 103 с.
4. www.laser-design.com

Восстановление сценария радиоактивного выброса по данным измерений динамики мощности дозы от облака

Меркушов Д. В., аспирант 2 года обучения ИБРАЭ РАН
Научный руководитель: д.т.н., с.н.с. ИБРАЭ РАН Урмаев 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 с радиационным фактором. В работе [1] разработан подход к восстановлению сценария выброса по данным мощности дозы от поверхности после прохождения облака. Этот этап аварии характеризуется потерей данных, которые доступны в момент прохождения облака и могут быть учтены в модели восстановления. В частности, учет этой информации позволяет отказаться от гауссовых моделей переноса в пользу более сложных, отслеживающих траекторию движения облака и поведение короткоживущих радионуклидов. Последний фактор, как правило, не критичен при оценке последствий радиоактивного выброса, однако существенен для правильной оценки активностей долгоживущих нуклидов, представляющих непосредственный интерес для экспертов. Далее приводится математическая формализация решаемой задачи оценки выброса по динамике мощности дозы гамма-излучения от облака.

В рамках задачи имеется набор из $n = \overline{1, N}$ детекторов, характеризующихся известными координатами расположения \vec{r}^n . В момент $t=0$ происходит выброс, в результате которого система датчиков регистрирует превышение с шагом по времени Δt . Рассматривается промежуток времени T , на котором хотя бы один из N детекторов регистрирует существенное превышение над фоном. Обозначим динамику измерений мощности дозы на n детекторе $\vec{R}^n = \{R_0^n, R_t^n, \dots, R_T^n\}^T$.

Будем считать, что мощность дозы в точке \vec{r} , формируемая облаком загрязняющих веществ из M радионуклидов с активностями, описывается некоторой моделью:

$$P(\vec{r}, \vec{r}_t, \vec{A}^o, t), \quad (1)$$

где \vec{r}_t - интегральное описание положения облака в момент времени t .

В рамках задачи предполагается, что известны координаты выброса \vec{r}_0 . Рассмотрим систему облако-датчики в момент времени $t_1 = \Delta t$. С учетом имеющихся показаний датчиков $R_{t_1}^n$ имеем систему уравнений относительно неизвестных координат центра облака :

$$\begin{cases} P(\vec{r}^1, \vec{r}_{t_1}, \vec{A}^o, t_1) = R_{t_1}^1 \\ \dots \\ P(\vec{r}^N, \vec{r}_{t_1}, \vec{A}^o, t_1) = R_{t_1}^N \end{cases} \quad \text{или} \quad L[\vec{r}_{t_1}, \vec{A}^o] = \vec{R}_{t_1} \quad (2)$$

Итак, координаты центра облака и активности нуклидов определяются решением системы нелинейных уравнений (2). Введем следующий функционал:

$$M(\vec{r}_{t_1}, \vec{A}^o) = \|L[\vec{r}_{t_1}, \vec{A}^o] - \vec{R}_{t_1}\| \quad (3)$$

Тогда решение системы (2) эквивалентно поиску минимума функционала (3):

$$\vec{r}_{t_1}^* = \arg \min_{S_1} M(\vec{r}_{t_1}, \vec{A}^o); \quad \vec{A}_t^* = \arg \min_A M(\vec{r}_{t_1}, \vec{A}^o) \quad (4)$$

Здесь S_1 – область пространства координат, в которой ищется оптимум функционала на шаге t_1 , A – область пространства, где осуществляется поиск активностей.

Решая задачу (4) и последовательно заменяя $t_1 \rightarrow t_2 \rightarrow \dots \rightarrow t_{L-1} \rightarrow t_L \equiv T$, получим восстановленную траекторию движения облака $\{\vec{r}_0^*, \vec{r}_1^*, \vec{r}_2^*, \dots, \vec{r}_T^*\}$, или $\vec{r}^*(t)$, и активности всех нуклидов \vec{A}_0^* как обработку статистики активностей $\{\vec{A}_1^*, \vec{A}_2^*, \dots, \vec{A}_T^*\}$, восстановленных на каждом временном шаге.

2. Модель точечного изотропного источника

Ключевым элементом описанного подхода восстановления источника является модель переноса облака и формирования мощности дозы (1). Ее точность напрямую сказывается на восстановленных параметрах, систематическая ошибка может приводить к заведомо ложным значениям. При этом необходимость многократного решения задачи оптимизации (4) накладывает естественные ограничения на вычислительную сложность модели. В рамках разработанной методики восстановления в качестве модели переноса выбрано приближение точечного изотропного источника.

В выбранном приближении значение мощности дозы на детекторе n , расположенном на расстоянии $|\vec{r}_i - \vec{r}^n|$ от центра облака \vec{r}_i , определяется следующим образом ([2]):

$$P_i(\vec{A}_0^0, |\vec{r}_i - \vec{r}^n|) = \sum_{i=1}^{Nucs} \sum_{j=1}^{L_i} (A_i^0 \cdot e^{-\lambda_i t} \cdot \mu^{m, en}(E_{ij}) \cdot E_{ij} \cdot \varphi_{ij}(|\vec{r}_i - \vec{r}^n|) \cdot (1 + B(E_{ij}, \mu_{ij}(E_{ij})|\vec{r}_i - \vec{r}^n|))), \quad (5)$$

где A_i^0 - активность i -го радионуклида, E_{ij} - энергия j -ой спектральной линии i -ого нуклида, $\mu^{m, en}(E_{ij})$ - массовый коэффициент поглощения энергии в воздухе; $\mu_{ij}(E_{ij})$ - линейный коэффициент ослабления энергии в воздухе, L_i - количество спектральных энергетических линий i -ого нуклида; $\varphi_{i,j}$ - плотность потока нерассеянных гамма-квантов энергетической линии E_{ij} в точке детектирования, λ_i - постоянная радиоактивного распада i -го радионуклида, B - дозовый фактор накопления для точечного изотропного источника в воздухе.

Плотность потока гамма-квантов нерассеянного излучения j -ой линии i -ого нуклида от точечного источника на расстоянии $|\vec{r}_i - \vec{r}^n|$ определяется следующим выражением:

$$\varphi_{ij}(|\vec{r}_i - \vec{r}^n|) = \frac{n_{ij}}{4\pi |\vec{r}_i - \vec{r}^n|^2} e^{-\mu_{ij} |\vec{r}_i - \vec{r}^n|} \quad (6)$$

Здесь n_{ij} - квантовый выход для j -ой линии i -ого нуклида.

Оценки показывают, что использование табличных коэффициентов ослабления, приведенных для нормальных атмосферных условий, и игнорирование реальных параметров атмосферы может приводить к двукратной недооценке мощности дозы (5) на расстоянии 1 км от источника и, соответственно, к переоценке активностей. В модели восстановления расчет линейных коэффициентов взаимодействия гамма-излучения с воздухом осуществляется следующим образом:

$$\mu(E) = \mu^m(E) \cdot \rho = \frac{\mu^m(E) \cdot pM}{RT} \quad (7)$$

Здесь $\mu^m(E)$ - табличный массовый коэффициент ослабления для гамма-излучения с энергией E , M - молярная масса воздуха (28,98 г/моль), R - универсальная газовая постоянная, p, T - атмосферное давление и температура воздуха.

3. Особенности оптимизационной задачи

Задача определения характеристик нуклидного состава имеет одну важную особенность, отличающую ее от задачи восстановления траектории облака выброса. Активности радионуклидов в модели (5-6) постоянны с течением времени (с точностью до распада, учитываемого отдельным множителем $e^{-\lambda t}$). Поскольку комплексная минимизация функционала (4) проводится в каждый момент

времени $t_k, k = \overline{1, M}$, можно рассматривать решение \vec{A}^k , полученное на соответствующем временном шаге, как реализацию одного и того же истинного вектора \vec{A}^0 . Таким образом, может быть набрана статистика реализаций $\{\vec{A}^k\}_{k=1}^L$, на основе которой можно оценить важные для практического результата параметры – математическое ожидание активностей каждого нуклида и дисперсию разброса значений.

Однако, использование такого подхода не гарантирует, что полученные оценки активностей будут несмещенными. Это связано с неточностью восстановления траектории облака. Для решения этой проблемы аналогично подходу с активностями вся восстановленная траектория облака может рассматриваться как одна реализация некоторой истинной траектории $\vec{r}^0(t)$. Такая реализация естественным образом имеет некоторую ошибку, которая, в свою очередь, неминуемо приводит к ошибке как в каждой A_i^k , так и в агрегированной оценке A_i^* . Таким образом, возникает необходимость в применении алгоритма восстановления достаточное количество раз P для статистической уверенности.

Для решения оптимизационной задачи (4), в силу ее особых свойств, таких как многомерность, большая чувствительность в области глобального минимума, возможного наличия локальных экстремумов и др., выбран оптимизационный метод Пси-преобразования. Его применение в контексте задачи восстановления описано в [3]. Используемый метод позволяет находить решение в том случае, если рассматриваемая область аргументов содержит это решение. Поэтому точность минимизации функционала во многом определяется рассматриваемыми областями A и S , и, в частности, областью поиска местоположения облака на следующем временном шаге.

В нашей модели восстановления для сужения области поиска оптимальной траектории используется информация о поле ветра. Для этого необходимыми являются данные о преимущественном направлении и скорости ветра на флюгерной высоте $\vec{V}^{flug} = (V, \varphi, h_{flug})$, которые практически всегда могут быть получены. В этом случае считаем, что облако передвигается вдоль базового вектора ветра $\vec{V}^{base} = \vec{V}^{flug}$. Базовая позиция облака (вокруг которой проводится поиск решения) в момент времени t_k и область поиска S_k (круговой сегмент на рис. 1) описывается в нашей модели параметрами:

$$\begin{cases} \vec{r}_k^{base} \equiv (r_k^{base}, \varphi_k^{base}, \bar{z}) = \vec{r}_{k-1} + \vec{V}^{base} \cdot (t_k - t_{k-1}) \\ S_k = \{r^{rel} (1 - \varepsilon) \leq r \leq r^{rel} (1 + \varepsilon); \varphi^{rel} - \varepsilon \cdot \pi \leq \varphi \leq \varphi^{rel} + \varepsilon \cdot \pi\} \\ \vec{r}^{rel} = \vec{r}_k^{base} - \vec{r}_{k-1}, \quad \varepsilon = \frac{1 - \delta}{2}, \quad \delta \in (0, 1) \end{cases} \quad (8)$$

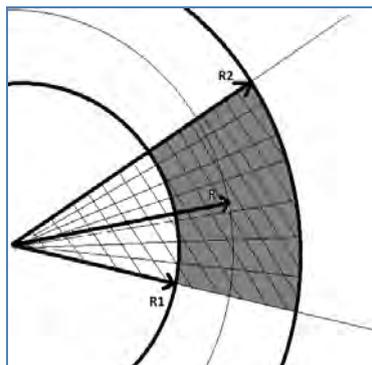


Рис. 1. Пример формирования области поиска S_k (заштрихованный серый участок)

$$\text{Предполагается } R = r^{base}, \quad R_1 = r^{base} (1 - \varepsilon), \quad R_2 = r^{base} (1 + \varepsilon)$$

Параметр δ является численной характеристикой уверенности в данных о поле ветра и лежит в промежутке $(0, 1)$, от низкой уверенности к высокой. Стандартным способом использования можно считать следующее соответствие уверенности пользователя в информации о метеоданных: низкая $\delta = 0.25$, средняя $\delta = 0.5$ и высокая $\delta = 0.75$.

При наличии дополнительной информации, например параметров шероховатости поверхности и класса устойчивости атмосферы, вектор $\vec{V}^{base} = \vec{V}^{base}(\vec{r})$ на каждом шаге k в зависимости от положения облака \vec{r}_{k-1} может быть получен с использованием моделей ветрового восполнения [4], учитывающих изменение поля ветра с высотой. В таком случае возможно уменьшить погрешность восстановления траектории. Такой подход предусматривает также возможность использования метеорологических полей, полученных по более точным региональным моделям (WRF).

4. Пример результатов моделирования

В данном разделе приведены результаты расчетов с использованием разработанной модели восстановления. Входные данные по динамике мощности дозы на постах АСКРО были рассчитаны по системе НОСТРАДАМУС. Выбор устойчивой атмосферной стратификации и малого времени выброса позволил минимизировать размеры облака для более точного соответствия модели точечного источника и лагранжевой стохастической модели переноса, использованной в НОСТРАДАМУС.

Таблица 1. Результаты восстановления параметров

Нуклид	Активность в выбросе, Бк	Восстановленная активность, Бк
Cs-134	1.4e+15	1.1e+15
Cs-136	1.0e+15	1.6e+15
Cs-137	3.7e+15	5.5e+15

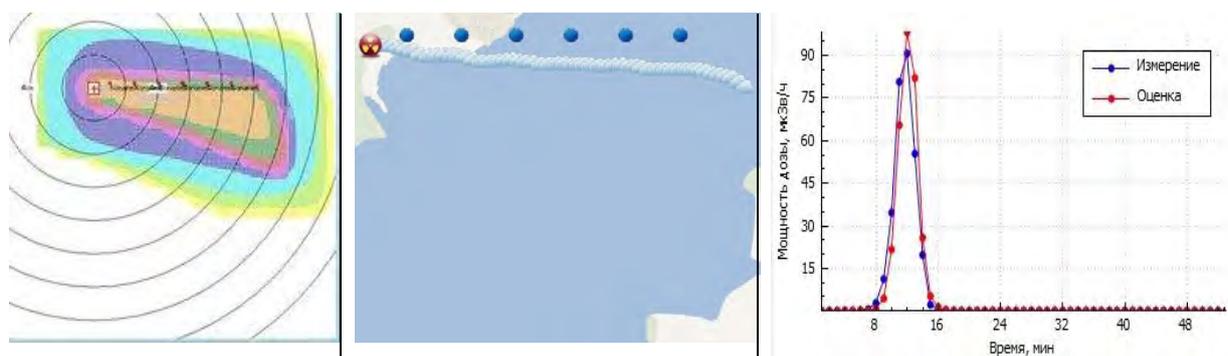


Рис. 2. Результаты восстановления - модельное распространение по системе НОСТРАДАМУС (слева), восстановленная траектория центра облака (в центре), сравнение заданной и восстановленной динамики мощности дозы на одном из детекторов (справа)

В данном случае алгоритм показал хорошие результаты восстановления. Активность восстановлена с приемлемой точностью в один порядок (табл. 1). Несмотря на сложность подобного сценария (участвующие в сценарии нуклиды определяют несопоставимые вклады в мощность дозы) для нуклидов Cs-134 и Cs-137 результаты укладываются в 100-процентный предел. Для длительных выбросов, которые сложно описать точечной моделью, это не всегда имеет место, но погрешность больше одного порядка практически не наблюдается даже для большего числа нуклидов. Траектория центра облака восстановлена даже с учетом смещения вследствие кориолисовых эффектов.

Литература

1. Красноперов С.Н., Меркушов Д.В., Ушмаев О.С. Программное средство восстановления характеристик аварийного радиоактивного выброса АЭС по данным с постов контроля мощности дозы. Известия академии наук, серия Энергетика, 2014. - № 3
2. Гусев Н.Г., Машкович В.П., Суворов А.П. Защита от ионизирующих излучений. М.: Атомиздат, 1980
3. Меркушов Д.В. Метод Пси-преобразования для восстановления траектории облака загрязняющего вещества. Сборник трудов XIII научной школы молодых ученых. Препринт ИБРАЭ № 2012-02
4. Брызова Н.Л., Шнайман В.А., Бондаренко В.Н. Расчет вертикального профиля ветра в пограничном слое атмосферы по наземным данным. Метеорология и гидрология. – 1987. - №11

Гамма-тест как средство анализа неопределенности интерполяции

Мосин С.И., студент 6 курса МФТИ

Научный руководитель: к.ф.-м.н. 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 внимание уделяется проблемам анализа неопределенности в задачах моделирования, связанных с оценкой и обоснованием безопасности объектов атомной отрасли. Как частный случай можно рассматривать задачу моделирования миграции радионуклидов в геологической среде в местах захоронения РАО. Неопределенность в этих задачах непосредственно связана с неполнотой знаний параметров геологической среды, которые получаются с использованием интерполяции ограниченного набора исходных данных.

Поэтому в качестве регулятора точности интерполяции может использоваться Гамма-тест. Гамма-тест представляет собой метод, позволяющий оценить качество исходных данных, и соответственно позволяет оценить минимальную достижимую ошибку интерполяции на основе этих данных. Дополнительно гамма-тест можно использовать для:

- вычисления критерия останова при калибрации параметров модели;
- определения минимально необходимого количества входных данных для конструкции «хорошей» модели;
- выявления наиболее значимых компонент входных данных.

Целью данной работы является программная реализация и тестирование Гамма теста.

2. Теоретическое обоснование Гамма-теста

Гамма-тест впервые был предложен Конкармом в 1997 году [1]. Он состоит в том, чтобы по набору входных-выходных данных получить оценку среднеквадратичной ошибки выходных данных (вариации шума).

Пусть, набор данных представлен в виде (x_i, y_i) , $1 \leq i \leq M$, где $x_i \in R^m$ - входные данные, $y \in R$ выходные, такие что y определяется через x , например, выражается в виде: $y = f(x) + r$. Здесь f - неизвестная гладкая функция, r - случайная величина, представляющая ту часть выходных данных, которая не может быть описана гладкой функцией. Гамма-тест производит оценку вариации случайной компоненты.

Для описания алгоритма Гамма-теста вводятся несколько определений. Пусть $T = \{x_1, \dots, x_M\}$ - набор входных данных. Первый ближайший сосед точки x_i - это точка $x_{j_1} \in T \setminus \{x_i\}$, находящаяся на наименьшем расстоянии от x_i и имеющая наименьший индекс j_1 . Второй ближайший сосед точки $x_i \in T$ - это точка $x_{j_2} \in T \setminus \{x_i, x_{j_1}\}$, находящаяся на наименьшем расстоянии от x_i и имеющая наименьший индекс j_2 . В общем, k -й ближайший сосед точки x_i - это точка $x_{j_k} \in T \setminus \{x_i, x_{j_1}, \dots, x_{j_{k-1}}\}$, находящаяся на наименьшем расстоянии от x_i и имеющая наименьший индекс j_k .

Обозначим за $x_{N[j,k]}$ k -й ближайший сосед x_i в выборке $\{x_1, \dots, x_M\}$. Гамма-тест основан на статистиках:

$$\delta_M(k) = \frac{1}{M} \sum_{i=1}^M |x_{N[j,k]} - x_i|^2, \quad \gamma_M(k) = \frac{1}{2M} \sum_{i=1}^M |y_{N[j,k]} - y_i|^2,$$

где $y_{N[j,k]}$ - выходное значение, соответствующее $x_{N[j,k]}$. Отметим, что $y_{N[j,k]}$ не обязательно k -й ближайший сосед y_i . Может быть показано, что $\gamma_M(k) \rightarrow Var(r)$ по вероятности при $\delta_M(k) \rightarrow 0$ [2]. Для целого значения p можно вычислить пары $(\delta_M(k), \gamma_M(k))$ для $1 \leq k \leq p$ и методом наименьших квадратов построить прямую по этим точкам. При экстраполяции к $\delta_M(k) = 0$ мы получим оценку для $Var(r)$, что иллюстрируется графиком (Рисунок 1).

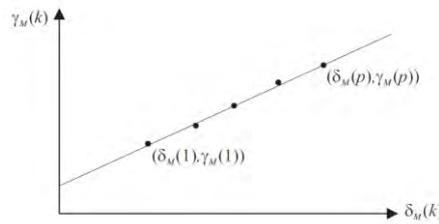


Рис. 1. Аппроксимирующая прямая для вычисления значения Гамма-теста

3. Практическая реализация Гамма-теста

Исходные данные для гамма-теста – набор точек (x_i, y_i) , $1 \leq i \leq M$, где $x_i \in R^m$ и $y \in R$. Также определяется параметр p – максимальное число учитываемых соседей, по умолчанию $p=10$.

Процедура Гамма-теста может быть описана следующим алгоритмом, предложенным в [3]:

For $i = 1$ to M **do**

For $k = 1$ to p **do** {Находим $N[i, k]$, где $x_{N[i, k]}$ k -й ближайший сосед точки x_i } **End for**

End for

For $k = 1$ to p **do** {Вычисляем $\delta_M(k)$; Вычисляем $\gamma_M(k)$ } **End for**

По парам точек $(\delta_M(k), \gamma_M(k))$ $1 \leq k \leq p$ методом наименьших квадратов строится аппроксимирующая прямая $y = kx + \gamma_0$. Результатом работы алгоритма является число γ_0 .

Программа для вычисления Гамма-теста реализована в среде Python 2.7 под операционной системой UNIX-систему UBUNTU. Исходные данные для программы хранятся в формате Microsoft Office Excel.

Для тестирования алгоритма Гамма-теста использовалась оценка относительного отклонения полученной оценки от известной дисперсии исходных данных, вычислявшая по формуле

$$\left(\frac{\gamma_0}{\delta^2} - 1\right) * 100\%. \quad (1)$$

4. Тестирование программы на регулярных сетках и случайных равномерно распределенных точках

Первым шагом было тестирование Гамма-теста, для случая с исходными данными, распределенными на регулярной сетке 20×20 измерений, в отрезке $[-0.9; 1.0]$ с шагом 0.1 по обеим осям.

В качестве гладкой функции использовалась Гауссова поверхность:

$$f(x_1, \dots, x_n) = \frac{1}{2\pi\delta^2} e^{-\sum_{i=1}^n \frac{x_i^2}{2\delta^2}}, \quad (2)$$

где n – размерность входного пространства.

Затем, для удобства анализа и для большей точности результатов выбранная функция масштабировалась в соответствии с условиями поставленной задачи. Т.е. если была поставлена задача анализировать область маленьких значений дисперсий случайной величины (0.01-0.09), то амплитуда функции, которая задает поверхность на выбранном промежутке принималась равной 0.37. Для остальных задач амплитуда функции равнялась 12. Случайная компонента задавалась генератором нормально распределенной случайной величины с нулевым средним и задаваемым уровнем дисперсии. Значение дисперсии варьировалось от 0,1 до 10 (20 значений). Результаты Гамма-теста для этих данных представлены в Таблице 1. Полученная зависимость хорошо подтверждает условие $\gamma_0 \approx \delta^2$. Поведение относительных расхождений представлено на Рисунке 1.

Таблица 1. Значения дисперсии случайной компоненты поверхности и результат Гамма-теста

σ	γ_0	σ	γ_0
0.01	0.000152	0.06	0.003373
0.02	0.000497	0.07	0.004574
0.03	0.000874	0.08	0.005959
0.04	0.001422	0.09	0.007528
0.05	0.002356	0.1	0.009282

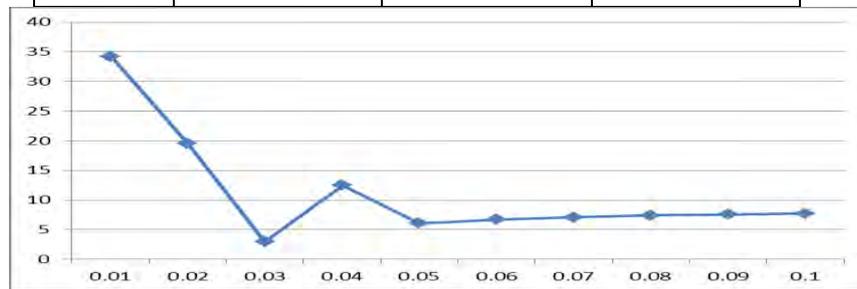


Рис. 1. Отклонение результата Гамма-теста от реального значения дисперсии

Относительное расхождение результата Гамма-теста и дисперсии исходных данных (по Формуле (1)) лежит в основном в пределах до 12% для дисперсии случайной величины ≥ 0.06 . Для меньших значений дисперсии расхождение достигает 35% - для самой маленькой дисперсии шума = 0.01.

5. Оценка влияния структуры сетки на результат Гамма-теста

На следующем этапе работы было исследовано влияния пространственной неоднородности на результаты Гамма теста. Для этой цели генерировалось большое количество нерегулярных (кластерных) сеток. Для их генерации которых использовалось распределение Пуассона:

$$p(k) \equiv P(Y = k) = \frac{\lambda^k}{k!} e^{-\lambda} \quad (3).$$

На выбранной двумерной области $[-1;1]*[-1;1]$ случайным образом выбирались точка, около которой разыгрывалось определенное количество случайных точек, распределенных по Пуассону, с заданным параметром распределения. Таким образом, менялся параметр кластерности нерегулярной сетки. Для дальнейшей работы было выбрано 10 сеток. Примеры структуры сеток представлены на Рисунке 3.

На каждой сетке задавалась функция по формуле (2) с добавлением случайной компоненты. Дисперсия случайной компоненты варьировалась от 1 до 10 с шагом 1: всего 100 файлов по 500 точек (2D). Часть результатов представлена в Таблице 2.

Таблица 2. Значения дисперсии и результаты Гамма-теста для различных кластерных сеток

σ	γ_0 , Grid 10	γ_0 , Grid 11	γ_0 , Grid 1	γ_0 , Grid 4	γ_0 , Grid 5	γ_0 , Grid 6	γ_0 , Grid 8	γ_0 , Grid 3	γ_0 , Grid 7	γ_0 , Grid 2
1	0.992176	0.99721	1.072359	0.980516	1.02397	1.062	1.061934	1.01878	1.031596	0.976759
3	9.6318	9.83158	8.534384	10.02393	9.942017	10.06031	9.227108	9.148198	10.00333	9.582749

5	25.31942	24.29087	24.65992	25.68393	22.19227	23.82558	23.24112	23.72429	22.36748	22.8493
7	43.9876	42.5817	44.52685	47.05075	45.61383	46.00646	47.25922	48.0061	46.62585	47.32378
9	88.044	85.622	88.27308	87.7506	89.44516	87.56036	94.01	82.5917	83.13435	97.58136

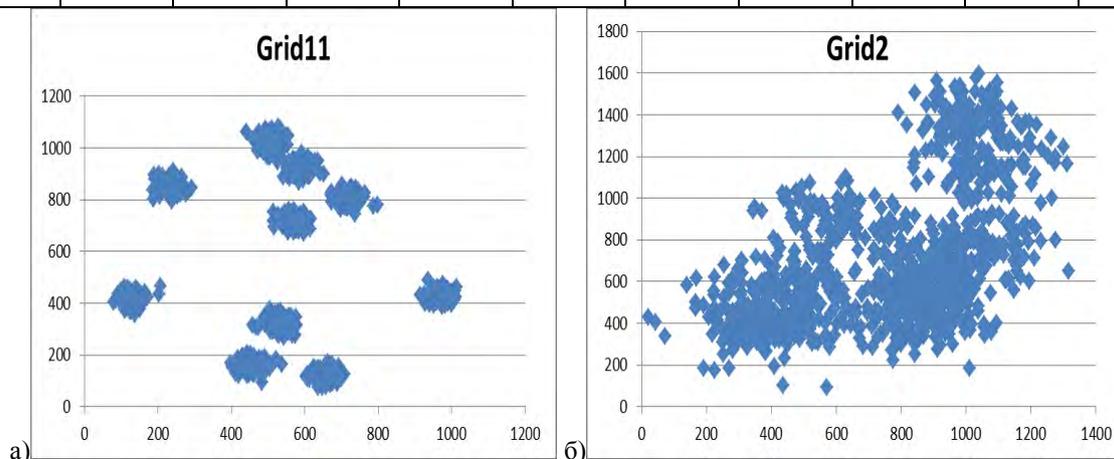


Рис. 3. Сетки с различными параметрами кластерности: а) сетка №11, б) сетка №2

Результаты показали, что гамма-тест с точностью до 20% совпадает с дисперсией ошибки (в случае, когда дисперсия ошибки совпадает с амплитудой функции, задающей поверхность). Отклонение показаний График зависимости относительной погрешности оценки Гамма-теста идентичен для всех приведенных сеток. На Рисунке 4 представлены среднее значения погрешности для неравномерных сеток со различным уровнем кластерности.

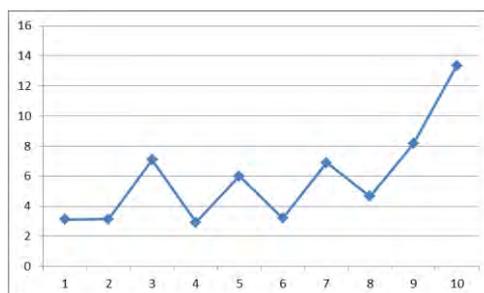


Рис. 4. Среднее (по сеткам) отклонение результата Гамма-теста от реального значения дисперсии для кластерных сеток

6. Заключение

В рамках проделанной работы в программной среде Python был реализован и протестирован метод Гамма теста для оценки качества точечных исходных данных, на основе которых предполагается выполнять интерполяцию.

В работе показано, что методика Гамма теста не зависят ни от структуры пространственного распределения исходных данных, ни от их размерности данных.

В дальнейшей работе полученные результаты будут использованы для исследования наиболее значимых признаков при моделировании литологического типа. В частности будут проанализированы возможность снижения размерность пространства признаков для литологического моделирования без существенной потери информации и определения оптимальной размерности пространства водных данных.

Литература

1. Koncar, N. 1997 Optimisation methodologies for direct inverse neurocontrol. Ph.D. Thesis, Department of Computing, Imperial Colledge, London.
2. Nima Reyhani, Jin Hao, Yongnan Ji, Amaury Lendase, Mutual Information and Gamma Test for Input Selection, 2005.
3. Dafydd Evans, Antonia J. Jones, A proof of the Gamma test.

Разработка подхода к оценке предельных сроков и зон влияния пунктов хранения РАО

Мызникова О.Г., м.н.с. ИБРАЭ РАН

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

Время опасности объекта, содержащего радиоактивные отходы (РАО) (в том числе пункта хранения РАО - ПХ РАО), как некоторый предельный срок его возможного сверхнормативного влияния на человека и объекты окружающей среды характеризуется термином «*период потенциальной опасности*» (ППО): *срок, в течение которого уровни радиоактивности РАО снижаются до показателей, при которых не требуется радиационный контроль* ([1, ст.3.21]).

1. Методы определения ППО ПХ РАО

Целесообразно выделить три принципиальных подхода при интерпретации этого понятия и его практическом применении. Различия между подходами состоят в критериях снятия с регулирующего (радиационного) контроля (Таблица 1).

Таблица 1. Принципиальные подходы к оценке ППО объектов содержащих РАО и соответствующие им критерии снятия с регулирующего контроля

РАО → совсем не опасно	РАО → НЕ РАО	РАО в ПЗРО
УА($t > \text{ППО}$) < УРОВНЕЙ ОСВОБОЖДЕНИЯ (ОСПОРБ-99/10 [3])	УА($t > \text{ППО}$) < ПЗУА (ПП№1069[2])	Воздействие на ОС не превышает норм РБ

По первому подходу, названному «РАО становится совсем не опасно», критерием завершения ППО будет снижение удельной активности РАО до уровней освобождения (удельные активности неограниченного использования - УАНИ) [3].

Согласно второму, ППО завершается, когда РАО перестают быть таковыми, то есть их удельная активность становится ниже предельных уровней отнесения к РАО – ПЗУА [2].

Актуальность задачи определения ППО объекта, содержащего РАО, а также описанные подходы к его оценке были более подробно изложены в работах [4, 5, 6].

Первые два подхода, сходные по своему принципу, рассматривающему только накопленную активность РАО, имеют существенные недостатки и ограничения, хотя могут быть применимы в ряде случаев.

Основная проблема первого подхода в том, что значения УАНИ определены не для всех радионуклидов (значимых для РАО), а именно для урана и других долгоживущих элементов. Во вторых, при таком подходе в сферу деятельности ЕГС РАО будут попадать и промышленные отходы, которые к ней не относятся. Для второго подхода не будет наблюдаться противоречий и проблем в сферах ответственности ЕГС РАО.

Хотя для некоторых радионуклидов оценки ППО как по первому, так и по второму подходу, дают периоды времени, для которых разумно говорить о возможности обоснования безопасности, а для короткоживущих и о гарантированном обеспечении безопасности (например, оценив характерные времена ППО для первого подхода – по снижению удельной активности от ПЗУА до УАНИ – получим для цезия и стронция значения порядка 200 лет, для второго - от уровня РАО до ПЗУА – порядок величины ППО составит около 500 лет), то для долгоживущих ситуация превращается в патовую (чрезмерно затратную) (например для С1-36, продолжительность ППО в случае применения любого из двух этих подходов составит несколько миллионов лет). Поэтому возможности использования этих подходов очень ограничены.

Третий подход рассматривает РАО в пункте захоронения (ПЗРО) как систему, эволюционирующую во времени и пространстве. Критерием в таком случае будет не численное значение для активности РАО, а гарантированное неперевышение нормативов дозового воздействия на человека.

ППО как на понятийном, так и на практическом уровне, тесно связан с жизненным циклом пункта хранения РАО (статьи 3, 13, 17 [1]). Если для пункта консервации особых РАО безопасность обоснована на весь ППО, то он переводится в пункт захоронения РАО. Во вторых, ППО определяет требования к безопасности - в течении ППО как до, так и после закрытия, должна быть обеспечена безопасность (персонала, населения и окружающей среды), т.е. ограничено воздействие. А также до окончания этого срока необходимо осуществлять радиационный контроль ПЗРО. По его истечению может быть принято решение о прекращении периодического радиационного контроля пункта захоронения и внесение изменений в кадастр пунктов хранения.

ППО РАО в ПЗРО нельзя считать определяемой единой фиксированной величиной. Для одних и тех же РАО при разных условиях размещения ППО будет различным, на каждом этапе жизненного цикла объекта он может быть пересмотрен с учетом новых данных и подходов. Вместе с этим будут меняться и требования к периодическому контролю.

Существует и обратная взаимосвязь - специфика решаемых задач и цели на том или ином этапе жизненного цикла объекта, содержащего РАО, определяют подход к оценке ППО на этом этапе.

На первом этапе, который можно назвать «предпроектным», а именно в рамках прошедшей в 2014 году первичной регистрации [8] и подготовке обоснований отнесения РАО к особым [9], целью являлось консервативно, но разумно оценить ППО и размеры санитарно-защитной зоны. Поэтому был предложен и обоснован подход к определению ППО, учитывая специфику задачи, как адекватного периода для расчета оценок коллективных эффективных доз и затрат для принятия решений об отнесении РАО к особым или удаляемым [9, 10].

Далее на «проектных» этапах (при подготовке проектов консервации и закрытия ПХ) суть использования ППО сводится к времени, для которого должна быть обоснована безопасность хранилища РАО и времени, для которого необходимо выполнять количественную оценку безопасности хранилища РАО [11, 12]. И в конечном итоге ППО можно трактовать, как время, *«начиная с которого уровень радиационной опасности хранилища уже не может возрасть»* [12].

Для ПЗРО, опасность которого определяется миграцией радионуклидов ППО – это время достижения пика концентраций радионуклидов в грунтовых водах. Такой подход рекомендуется международным сообществом [13]. Эта логика подводит к заключению, что ППО РАО нельзя определить без учета объекта, в котором они размещены (в том числе характеристик района размещения, изолирующих свойств объекта и пр.).

2. Зона влияния ПХ РАО

Говоря о зоне влияния радиационно опасного объекта (РОО) (к которым относятся объекты содержащие РАО), обычно понимают 30-километровую зону, в которую входит санитарно-защитная зоны (СЗЗ) (3-5 км), зона наблюдения (до 15 км) и зона контроля [14]. Границы СЗЗ вокруг РОО определяются, исходя из требования ограничения облучения населения пределом годовой дозы или установленной для этого объекта квоты предела годовой дозы, формируемой за счет газоаэрозольных выбросов в атмосферу, жидких сбросов и др. [15].

Особенность объектов, содержащих РАО, а это в основном пункты консервации и ПЗРО, заключается в том, что для них в принципе не устанавливаются допустимые сбросы и выбросы (ДВ и ДС). Поэтому внешняя граница проектируемой СЗЗ в этом случае основывается на результатах проведенных оценок миграции радионуклидов, а также обоснованием отсутствия возможного воздействия на население за счет ингаляционного поступления радионуклидов.

На этапе отнесения РАО к особым РАО экспертами был принят подход, согласно которому нецелесообразно учитывать возможное изменение границ СЗЗ в процессе консервации РАО [10]. Как правило, установленная граница СЗЗ предприятия, имеющего пункты хранения РАО, рассчитана с гигиеническим запасом для основных действующих ЯРОО и ее изменение будет, главным образом, определяться развитием технологий, реконструкцией действующих производств и выводом из эксплуатации ЯРОО.

Очевидно, что наличие и размер зоны влияния ПЗРО в каждый момент времени (в течение его жизненного цикла) связаны с потенциальной опасностью рассматриваемого объекта и его характеристикой – периодом потенциальной опасности (Рисунок 1).

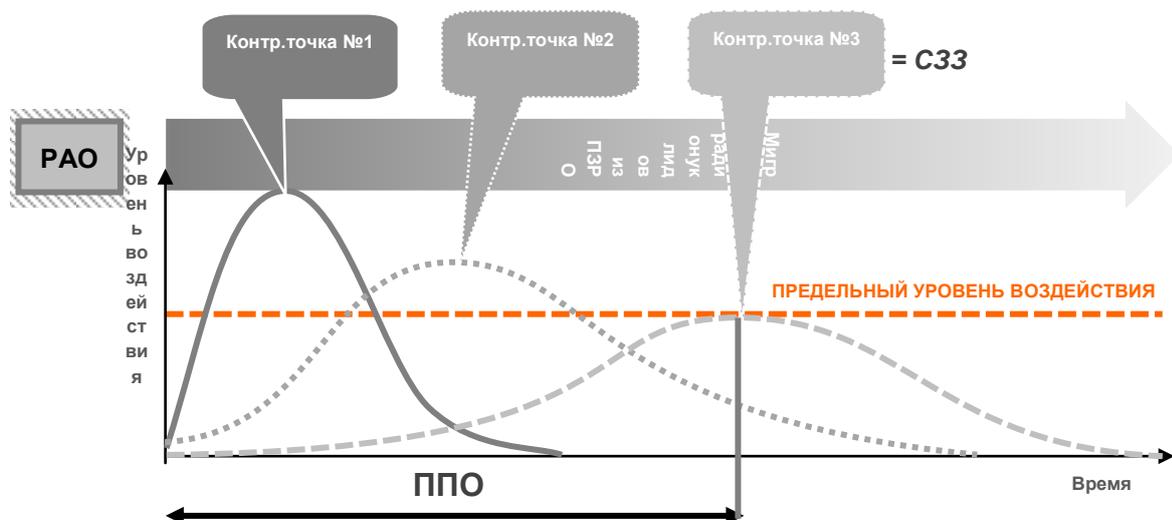


Рис. 1. Качественная схема определения ППО объекта, содержащего РАО, и границы его зоны влияния (СЗЗ)

Рассмотрим на примере миграции радионуклидов из ПЗРО динамику его воздействия на окружающую среду, которая определяется концентрацией радионуклидов в грунтовых водах. На рисунке 1 схематично показаны дозовые нагрузки в трех последовательно удаленных от ПЗРО точках на пути миграции радионуклидов. В каждой из этих точек зависимость дозовой нагрузки (профили концентрации) от времени представляет собой некоторую кривую. В связи с ограниченным количеством размещенных в ПЗ радионуклидов эта кривая будет иметь максимум. Установленная квота предела дозы на объект будет определять границу СЗЗ (зоны влияния объекта), то есть точку на схеме (в пространстве), за пределами которой гарантированно не происходит превышение нормативов дозового воздействия. Т.е. пики дозовой нагрузки во всех остальных точках за пределами установленной границы ниже предела воздействия. Одновременно в этой точке определяется и предельное время воздействия – ППО – время достижения этого пика. В соответствии с этим определяются достаточные сроки осуществления ведомственного периодического контроля на данной территории СЗЗ.

3. Особенности определения ППО водоемов-хранилищ РАО

Основными отличительными чертами водоемов, содержащих РАО, от «привычных» (приповерхностных) пунктов хранения РАО, являются: большие физические размеры (площадь, объем РАО); неизолированность (в классическом понимании изоляции, а именно – как минимум, наличие упаковки) РАО от окружающей среды (невозможность и/или нецелесообразность такой изоляции) и, как следствие, наличие большего количества (чем для ПЗРО) факторов опасности.

С учетом описанных особенностей предполагается, что комплексный подход к оценке ППО водоемов должен основываться на определении совокупности факторов его опасности, а ППО должен представлять собой некоторый функционал от некоторых характерных времен по всем потенциально возможным сценариям воздействия. Такой алгоритм будет включать в себя:

- Определение факторов опасности (такowymi факторами для большинства водоемов-хранилищ будут загрязненные вода и донные отложения);
- Оценка потенциального дозового воздействия на человека выбранных факторов по всем возможным сценариям и путям, с учетом внутренних процессов эволюции самого водного объекта;
- Определение времени, по истечении которого потенциальная дозовая нагрузка по всем рассмотренным сценариям не будет превышать установленных допустимых пределов воздействия на население и окружающую среду.

Заключение

Существующая практика расчета ППО РАО сводится к простейшей схеме, учитывающей лишь удельную активность и постоянную распада радионуклидов. Хотя такой подход применим в ограниченном ряде случаев, в большинстве задач, в том числе при обосновании долговременной безопасности объектов, содержащих РАО, его использование некорректно. В работе показано, что оценка ППО РАО – нетривиальная задача, при решении которой для различных объектов (ПХ, в том числе, например, для более сложных с точки зрения обоснования безопасности – водоемов-хранилищ РАО) и различных целей его практического использования, определяемых жизненным циклом объекта, необходимо использовать индивидуальный подход. Далее на каждом этапе жизненного цикла объекта, содержащего РАО, необходимо иметь достаточный набор расчетных средств и методик, учитывающих специфику объекта и задачи в целом.

Детальная проработка алгоритма оценки ППО, разработка необходимых методик количественной оценки, в том числе математических моделей пунктов хранения и захоронения РАО (включая поверхностные водоемы-хранилища) является предметом дальнейших научных исследований автора, которые войдут в его квалификационную работу.

Литература

1. Федеральный закон от 11 июля 2011 г. №190-ФЗ "Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации".
2. Постановление Правительства РФ от 19 октября 2012 г. N 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».
3. Санитарные правила и нормативы СП 2.6.1.2612-10. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010) (утв. постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 26 апреля 2010 г. N 40).
4. Мызникова О.Г., Анализ подходов к определению периода потенциальной опасности РАО, Сборник трудов XIV научной школы молодых учёных ИБРАЭ РАН, 25-26 апреля 2013 г.
5. Мызникова О.Г., К вопросу обоснование периода потенциальной опасности объектов, содержащих РАО, Сборник трудов VIII Отраслевой научно-практической конференции молодых специалистов и аспирантов, Железногорск, 2013г., Сс.33-38.
6. Мызникова О.Г., Проблемы расчетного обоснования периода потенциальной опасности РАО, VII съезд по радиационным исследованиям (радиобиология, радиоэкология, радиационная безопасность): тезисы докладов. Москва, 21-24 октября 2014 г. – Москва: РУДН, 2014.с.с. 380.
7. Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-2002) СП 2.6.6.1168-02 (утв. Главным государственным санитарным врачом РФ 16 октября 2002 г.)
8. Приказ ГК «Росатом» от 24.01.2013 №1-41/П «Об утверждении Порядка проведения первичной регистрации радиоактивных отходов и установлении мест их размещения».
9. Научно-техн. пособие по подготовке обосновывающих материалов для принятия решения об отнесении радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам (Версия 2.0), ИБРАЭ РАН, 2014г .
10. Линге И.И., Савкин М.Н., Абалкина И.Л., Дорогов В.И., Уткин С.С., Иванов В.А., Ведерникова М.В., Панченко В.С., Мызникова О.Г., Курындина Л.А., Крышев И.И., Бочкарев В.Г., Непейиво М.А., Щадилов А.Е., Репин В.С., Мокров Ю.Г., Кочетков О.А., Барчуков В.Г. Развитие подходов к обоснованию отнесения РАО к особым РАО. Препринт ИБРАЭ №IBRAE-2014-04. Москва: ИБРАЭ РАН, 2014. – 29с.
11. Положение о структуре и содержании отчета по обоснованию безопасности приповерхностных пунктов захоронения радиоактивных отходов РБ-058-10 (утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 2 июля 2010 г. N 556)
12. Руководство по безопасности РБ-011-2000 "Оценка безопасности приповерхностных хранилищ радиоактивных отходов" (утв. постановлением Госатомнадзора РФ от 29 декабря 2000 г. N 19)
13. IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. SSG-23, THE SAFETY CASE AND SAFETY ASSESSMENT FOR THE DISPOSAL OF RADIOACTIVE WASTE, IAEA, VIENNA, 2012.
14. Методические указания МУ 13.5.13-00 «Организация государственного радиоэкологического мониторинга агроэкосистем в зоне воздействия радиационно опасных объектов» (утв. Минсельхозом РФ 7 августа 2000 г.)
15. СанПиН 2.6.1.2216 – 07. Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ (СП СЗЗ и ЗН – 07). М., 2007.

Тепловые характеристики твэла со свинцово - магниевым подслоем

Орлова Е.А.¹, Круглов А.Б.², Чуваев Д.В.³, Стручалин П.Г.², Загребеев С.А.¹, Жмурич В.Г.¹

¹Государственный научный центр Российской Федерации –
Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского" (г. Обнинск)

²Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

³«Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»
(ИАТЭ НИЯУ МИФИ)

1. Введение

С целью снижения температуры топлива до уровня, обеспечивающего надежную его работу при глубоком выгорании с низким распуханием и газовой выделением и повышения радиационной стойкости твэлов эффективно использовать жидкометаллический контактный внутритвэльный подслоем вместо газового.

При исследовании твэла с нитридным топливом и свинцовым жидкометаллическим подслоем под облучением в РУ БОР-60 [1] обнаружена проблема совместимости подслоя с оболочкой твэла из стали ферритно-мартенситного класса марки ЭП823-Ш (16Х12ВМСФБР)

Известный способ [2] – использование свинца, легированного компонентами стали 16Х12ВМСФБР может быть неэффективен при наличии аксиального градиента температуры, приводящего к растворению компонентов стали в горячей зоне и осаждению их в холодной зоне аналогично нелегированному свинцу.

Предложенный нами вариант – использование свинца, легированного магнием, цирконием приводит к самопроизвольному формированию на поверхности стали защитного покрытия карбонитрида циркония в эвтектике на основе свинца с содержанием 2,25 % массовых (0,164 атомной доли) магния и до 0,2 % массовых циркония. При этом обеспечивается самозалечивание случайных повреждений покрытия. Коррозионные повреждения и изменения массы образцов сталей 16Х12ВМСФБР и Х13М2С2 отсутствовали при их ампульных и петлевых испытаниях при температуре 600–750 °С в эвтектике Рb-2,25 % Mg-0,2 % Zr, а также при испытании при 700 °С в течение 5700 ч укороченного макета твэла с сердечником из нитрида урана, теплопередающим подслоем указанного состава и оболочкой из стали с предварительным покрытием ZrN в узком зазоре [3–6].

2. Расчет тепловых характеристик

Расчет тепловых характеристик наиболее напряженного твэла с подслоем на основе свинца проводили по зависимостям, рекомендуемым в работе [7]. Перепад температуры теплоносителя (ΔT , °С) по высоте твэла z (H_0 - высота топлива твэла, равна 1,1 м) рассчитан по формуле (1).

$$T_{ТН}(z) := t_{вх} + \frac{N_{ТВ}}{G_{ТВ} c_p} \cdot \int_{-\frac{H_0}{2}}^z q_l(\xi) d\xi \quad (1),$$

Где $T_{ТН}$ – температура теплоносителя

$T_{вх}$ – температура теплоносителя на входе (равная 420°С)

$N_{ТВ}$ – количество твэлов в ТВС

$G_{ТВС}$ – расход через ТВС

c_p – удельная теплоемкость теплоносителя

q_l – линейная тепловая нагрузка в твэле

Коэффициент неравномерности (k_z) по высоте твэла представлен в формуле (2), (3), где $H_3 = H_0 + 2 \cdot 0.15$

$$K_z = \left(\frac{\pi \cdot H_0}{2 \cdot H_{\text{эф}}} \right) \cdot \left(\sin \left(\frac{\pi \cdot H_0}{2 \cdot H_{\text{эф}}} \right) \right)^{-1} \quad (2)$$

$$q_l(z) = q_{l\text{max}} \cdot \cos \left(\frac{z \cdot \pi}{H_{\text{эф}}} \right) \quad (3)$$

$q_{l\text{max}}$ – максимальная линейная нагрузка в твэле

Значения перепадов температуры определяется из решения одномерного стационарного уравнения теплопроводности (λ) и значения плотности объемного тепловыделения (q_v)

$$\lambda \cdot \frac{1}{r} \frac{d}{dr} \left[r \cdot \left(\frac{dT}{dr} \right) \right] + q_v = 0 \quad (4)$$

Расчет перепада температуры между оболочкой и топливом произведен по формуле:

$$\Delta t_{31}(z) = q_{svn}(z) \cdot \frac{r_{\text{таб}}}{\lambda_{\text{PbMg}}} \cdot \ln \left(\frac{r_{\text{вно}}}{r_{\text{таб}}} \right) \quad (5)$$

где t_{31} – температура между оболочкой и топливом

q_{svn} – средний тепловой поток с поверхности твэла

$r_{\text{таб}}$ – радиус топливной таблетки

Уравнение для температуры $T_{\text{ц}}$ центра топлива можно представить в виде (6) :

$$T_{\text{ц}}(z) = T_{\text{н}}(z) + \left(\frac{q_l(z)}{2\pi} \right) \cdot \left(\frac{\ln \left(\frac{d_{\text{ТВ}}}{d_{\text{об}}} \right)}{\lambda_{\text{об}}} + \frac{\ln \left(\frac{d_{\text{об}}}{d_{\text{топ}}} \right)}{\lambda_{\text{зас}}} + \frac{1}{2 \cdot \lambda_{\text{топ}}} \right) \quad (6)$$

где $d_{\text{тон}}$ – диаметр топливной таблетки ($d=7.6$ мм),

$d_{\text{об}}$ – внутренний диаметр оболочки,

$d_{\text{ов}}$ – внешний диаметр оболочки,

$T_{\text{н}}(h)$ – температура внешней поверхности оболочки твэла.

$\lambda_{\text{об}}$, $\lambda_{\text{зас}}$, $\lambda_{\text{топ}}$, – теплопроводность, соответственно, оболочки, подслоя и топлива.

Для расчета распределения температуры в твэлах установки типа «БРЕСТ» использованы полученные авторами данные по теплопроводности в эвтектике Pb-2,25 % Mg [8], а также данные из литературных источников [9-13]. Значения теплопроводности в топливе, свинце и эвтектике Pb-2,25 % Mg представлены в таблице 1 (в расчетах была использована теплопроводность при постоянной температуре равной 540 °С).

Таблица 1. Зависимость теплопроводности от температуры.

$T, ^\circ\text{C}$	$\lambda_{\text{UN-13\%PbMg}}, \frac{\text{Вт}}{\text{м} \cdot \text{град}}$	$\lambda_{\text{PbMg}}, \frac{\text{Вт}}{\text{м} \cdot \text{град}}$	$\lambda_{\text{Pb}}, \frac{\text{Вт}}{\text{м} \cdot \text{град}} [13]$
420	12,515	14,677	16,8
540	13,874	16,936	18,10
600	14,486	18	18,74
650	14,969	18,854	19,28

3. Расчетные результаты

Полученные расчетные результаты, представленные на рис 1, 2, свидетельствуют о снижении значения максимальной температуры с $1550\text{ }^{\circ}\text{C}$ в центре топлива в твэле с гелиевым подслоем до $1200\text{ }^{\circ}\text{C}$ при использовании в качестве жидкометаллического подслоя свинцово-магниевого эвтектики, в тоже время при эвтектическом подслое температура на внешней и внутренней поверхностях оболочки из стали не превышает $620\text{ }^{\circ}\text{C}$).

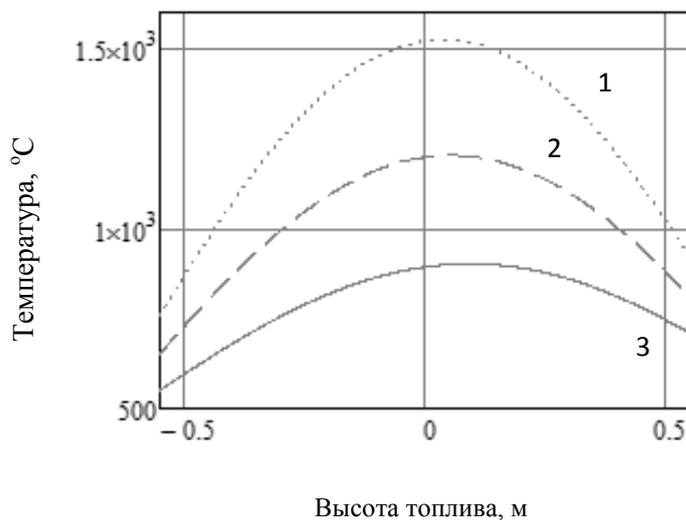


Рис. 1. Распределение температуры в центре топлива в зависимости высоты твэла. 1-температура в центре топлива с гелиевым подслоем ($\Delta=0,1\text{ мм}$), 2- температура в центре топлива с гелиевым подслоем ($\Delta=0,05\text{ мм}$), 3- температура в центре топлива со свинцово-магниевого подслоем ($\Delta=0,1\text{ мм}$).

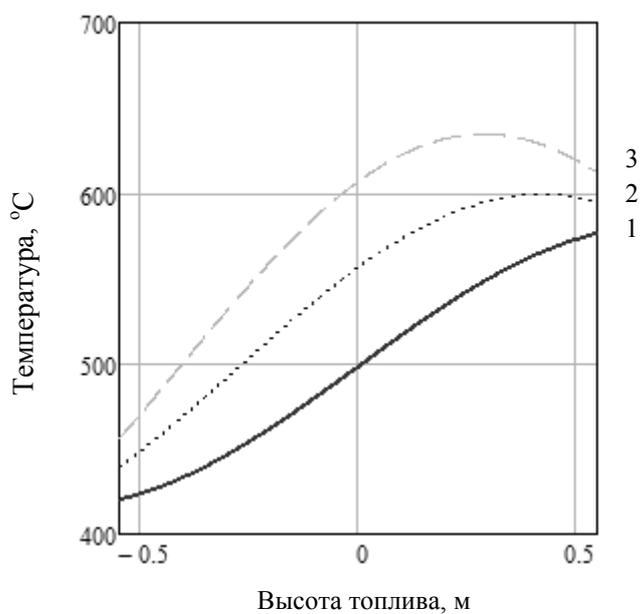


Рис. 2. Распределение температуры в зависимости от высоты твэла с эвтектическим сплавом Pb-Mg. 1-температура теплоносителя. 2-температура на внешней оболочке твэла, 3-температура на внутренней оболочке твэла

Снижение температуры топлива посредством теплопроводящего подслоя на основе свинца обеспечивает надежную его работу при глубоком выгорании, снижает распухание топлива и газовыделение, повышает радиационную стойкость твэлов и, таким образом, повышает безопасность реакторной установки.

Учитывая, что сплав Pb-2,25 % Mg-до 0,2 % Zr обуславливает антикоррозионную защиту внутренней поверхности оболочки и пониженную по сравнению со свинцом температуру плавления (248 °С относительно 327 °С для свинца), указанный сплав обладает явными преимуществами перед свинцом.

4. Заключение

В настоящий момент экспериментальные твэлы с теплопередающим подслоем свинец - магний испытываются под облучением на ИР БОР-60.

Работа носит перспективный характер, внутритвэльный жидкометаллический подслой с антикоррозионными свойствами не имеет аналогов в мире [3]. Новизна и оригинальность решения задачи состоит в разработке технологии безопасных и экономичных твэлов нового поколения.

Литература

1. Беляева А.В., Крюков Ф.Н., Никитин О.Н. и др. Основные результаты исследований уран-плутониевого нитридного топлива после облучения в реакторе БОР-60. / Сб. докл. Междун. научн.-техн. конф. «Инновационные продукты и технологии ядерной энергетики», 27-29 ноября 2012 г. – М.: НИКИЭТ, 2012. – С. 223-228.
2. Зеленский Г.К., Иолтуховский А.Г., Леонтьева-Смирнова М.В., Мещеринова И.А., Анучкин А. М. ТВЭЛ реактора типа БРЕСТ и способ легирования свинца для теплопередающего подслоя ТВЭЛА. – Патент РФ № 2270486. – опубл.20.02.06. – Бюл. № 5.
3. Орлов В.В., Леонов В.Н., Орлова Е.А. Способ формирования защитного покрытия на поверхности металла. – Патент РФ 2439203. – опубл. 10.01.12. – Бюл. № 1.
4. Орлов В.В., Орлова Е.А., Цикунов В.С. и др. Формирование защитных нитридных покрытий на поверхности сталей. Препринт № ЕТ – 08/77. – Москва: НИКИЭТ, 2008.
5. Орлова Е.А., Гурбич А.Ф., Молодцов С.Л. и др. Формирование и исследование защитных покрытий, совместимых с нитридным топливом, на сталях ферритно-мартенситного класса. // Атомная энергия. – 2008. – Т. 105. – Вып. 5. – С. 269-274.
6. Орлова Е.А., Орлов Ю.И., Крючков Е.А. и др. Самоорганизующееся карбонитридное покрытие на стали из расплавленной эвтектики свинец-магний. / Научно - техн. сб. «Итоги научно-технической деятельности Института ядерных реакторов и теплофизики за 2012 год». – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2013. – С. 233-240.
7. Крамеров А.Я., Шевелев Я.В.: Инженерные расчеты ядерных реакторов. - М.: Энергоатомиздат, 1980 г.
8. Теплопроводность свинцово - магниевой эвтектики. Круглов А.Б., Орлова Е.А., Стручалин П.Г., Загребав С.А., Чуваев Д.В., Жмурич В.Г. ТВТ (в печати).
9. Рогозкин Б.Д., Бибилашвили Ю.К., Казеннов Ю.И. и др. Предварительное экспериментальное обоснование конструкции твэла с моноснитридным топливом и свинцовым подслоем для реактора БРЕСТ// Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях. –Т. 2. – ГНЦ РФ ФЭИ, 1998. –С.458-466.
10. Наумов В.В. Сила-Новицкий А.Г.,Смирнов В.С. и др. Требования к активной зоне реакторов БРЕСТ// Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях. –Т. 2. – ГНЦ РФ ФЭИ, 1998. – С. 511-520.
11. Рогозкин Б.Д., Степеннова Н.М., Прошкин А.А. Моноснитридное топливо для быстрых реакторов. Атомная энергия, т. 95, вып. 3, сентябрь 2003, с. 208-221.
12. Bauer. Nitride Fuels: Properties and Potentials. J. Reactor Technology. V. 15, No 2, Summer 1972, P. 87.
13. Кириллов П.Л., Терентьева М.И., Денискина Н.Б. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. Учебное пособие 2-ое издание перер. и доп.– М.: ИздАт, 2007.–360 с.

Оптимизация кристаллизационного выделения целевого продукта переработки ОЯТ на основе анализа математической модели линейного кристаллизатора

Подымова Т.В., Посеницкий Е.А.

Научный руководитель: к.ф.-м.н., директор отделения Кащеев В.А.

АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А.Бочвара»

тел: (905) 552-25-02, эл. почта: posenickiy@gmail.com

1. Введение

Кристаллизационный аффинаж нитрата уранила (НУ) и плутонила (НП) из азотнокислого раствора является технологической операцией альтернативной экстракционному выделению указанных целевых продуктов [1,2]. Экспериментальные работы по кристаллизационной очистке НУ, проведенные в АО «ВНИИНМ» и на ФГУП «ГХК» с использованием линейных кристаллизаторов непрерывно-периодического действия, показали перспективность данного метода. В АО «ВНИИНМ» разработан и изготовлен линейный кристаллизатор непрерывного действия. Использование кристаллизационного аффинажа обеспечивает следующие преимущества по сравнению с традиционно используемым PUREX-процессом:

- относительную простоту для дистанционного управления;
- снижение затрат на оборудование и объёма горячей камеры;
- сокращение объёма жидких радиоактивных отходов;
- соблюдение принципа нераспространения за счёт неразделения урана и плутония (при кристаллизации гексагидратов НУ и НП) при переработке ОЯТ.

Кроме того, процесс кристаллизации характеризуется минимальным количеством используемых реагентов, высокой удельной производительностью и низкими энергозатратами [3].

В докладе представлен анализ математической модели линейного кристаллизатора непрерывного действия, обсуждаются технологические аспекты оптимизации процесса кристаллизационного аффинажа урана.

2. Конструкция и принцип действия линейного кристаллизатора

Разработанный в АО «ВНИИНМ» способ непрерывного выделения и очистки НУ (в виде кристаллов гексагидрата нитрата уранила - ГНУ) и устройство для его осуществления обеспечивают непрерывную кристаллизацию ГНУ при охлаждении плава, содержащего 800-1300 г/л урана и $0,5 \div 3$ моль/л HNO_3 , и противоточную промывку образовавшихся кристаллов. Линейный кристаллизатор представляет собой металлическую трубу с внешней охлаждающей рубашкой (рисунок 1).

Внутренний объём трубы (рабочий объём) разделен на две зоны: зону кристаллизации (I) и зону промывки и сбора кристаллов (II). Сверху в рабочий объём (в зону I) подается сконцентрированный упариванием азотнокислый урановый раствор (плав), нагретый до определенной температуры, содержащий выделяемый (целевой) продукт в растворенном виде. Стенка рабочего объема охлаждается хладагентом, циркулирующим по охлаждающей рубашке аппарата. При продвижении самотеком вниз по рабочему объёму аппарата урановый плав охлаждается и становится пересыщенным по содержанию выделяемого продукта. Образующиеся кристаллы движутся в зоне I сонаправленно с раствором, приобретая дополнительную по сравнению с раствором скорость за счет разницы массовых плотностей.

В нижнюю часть рабочего объема аппарата (в зону II) подается азотнокислый промывной раствор, который в результате вытеснения осаждающимися кристаллами поднимается вверх по рабочему объёму

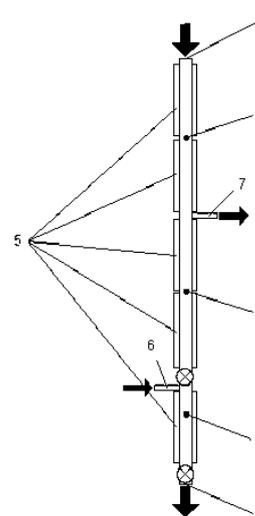
аппарата. Начальная температура промывного раствора и начальная концентрация содержащегося в нем целевого продукта подбираются таким образом, чтобы по мере прохождения кристаллов по зоне II происходило их частичное растворение с целью очистки приповерхностных слоев кристаллов от захваченных примесей. В итоге, в зоне II кристаллы целевого продукта движутся во встречных направлениях с промывным раствором.

На границе раздела зон I и II происходит удаление маточного и промывного растворов из рабочего объема аппарата, и, соответственно, переключение режима движения кристаллической фазы с сонаправленного с жидкой фазой на встречный.

Конструкция узлов загрузки маточного раствора (в верхней части зоны I) и выгрузки кристаллов (в нижней части зоны II) позволяет организовать непрерывную работу кристаллизатора. Конструкция охлаждающей рубашки аппарата обеспечивает независимое охлаждение нескольких участков рабочих зон I и II.

3. Математическая модель линейного кристаллизатора

Подробный вывод уравнений, описывающих динамику процесса роста/растворения кристаллов и динамику движения жидкой фазы в линейном кристаллизаторе можно найти в [4]. В данном докладе анализируются результаты численного расчёта по представленной модели.



- 1 - Ввод исходного плава (потока питания)
- 2 - Зона кристаллизации
- 3 - Зона промывки кристаллов ГНУ
- 4 - Накопительная ёмкость для кристаллов
- 5 - Охлаждающая рубашка аппарата
- 6 - Ввод промывного раствора
- 7 - Вывод маточно-промывного раствора
- 8 - Вывод промытых кристаллов ГНУ

Рис. 1. Схема кристаллизатора линейного типа

$$\frac{dR(x)}{dx} = \frac{k}{v_{\text{тв}}(x)} (C_{\text{НУ}}^m(x) - C_{\text{НУ}}^{m, \text{нас}}(x)) \quad (1)$$

$$\frac{d}{dx} \left\{ T(x) \left[\frac{4}{3} \pi R^3(x) n_0 v_0 + \frac{C_{\text{ж}}}{C_{\text{тв}}} \left(\frac{p_i}{\rho_{\text{тв}}} - \frac{4}{3} \pi R^3(x) n_0 v_0 \right) \right] \right\} = B [T_{\text{ст}}(x) - T(x)] \quad (2)$$

$$C_{\text{НУ}}^m(x) = \frac{1}{1 + \alpha} \frac{q_i - \rho_{\text{тв}} \frac{4}{3} \pi R^3(x) n_0 v_0}{p_i - \rho_{\text{тв}} \frac{4}{3} \pi R^3(x) n_0 v_0} \quad (3)$$

$$\rho_{\text{ж}} = \rho_{\text{ж}}(C_{\text{НУ}}^m; T) \quad (4)$$

$$v_{\text{ж}}(x) = \frac{\xi + \sqrt{\xi^2 + \frac{8g}{9\nu} R^2(x) \left[\frac{\rho_{\text{тв}}}{\rho_{\text{ж}}(x)} - 1 \right] \frac{p_i - \rho_{\text{тв}} \frac{4}{3} \pi R^3(x) n_0 v_0}{\rho_{\text{ж}}(x)}}}{2}, \quad (5)$$

$$\xi = \frac{p_i}{\rho_{\text{ж}}(x)} - \left[\frac{\rho_{\text{тв}}}{\rho_{\text{ж}}(x)} - 1 \right] \left(\frac{2g}{9\nu} R^2(x) + \frac{4}{3} \pi R^3(x) n_0 v_0 \right) \quad (6)$$

$$v_{\text{тв}}(x) = v_{\text{ж}}(x) + \frac{2g}{9\nu} R^2(x) \left[\frac{\rho_{\text{тв}}}{\rho_{\text{ж}}(x)} - 1 \right] \quad (7)$$

$$C_{\text{НУ}}^{m, \text{нас}} = C_{\text{НУ}}^{m, \text{нас}}(T) \quad (7)$$

Величины p_i, q_i , где i – номер зоны, являются константами из уравнений сохранения потока вещества.

Введены следующие обозначения: R – радиус кристаллов ГНУ, T – температура жидкой фазы, $C_{\text{НУ}}^m$ – концентрация НУ в растворе, $C_{\text{НУ}}^{m, \text{нас}}$ – концентрация насыщения НУ в растворе, $C_{\text{ж}}$ и $C_{\text{тв}}$ – теплоемкости жидкой и твердой фаз соответственно, ν – кинематическая вязкость жидкости, k – скорость роста кристаллов ГНУ.

4. Результаты численного расчёта по представленной модели

Численное моделирование производилось при следующих значениях параметров:

- длины зон аппарата $L_1 = L_2 = 1,5\text{м}$; диаметр сечения рабочего объема аппарата – 3см;
- параметры маточного раствора подаваемого на вход аппарата: $C_{\text{ГНУ}}^m = 70\%$, $C_{\text{HNO}_3}^m = 5\%$,
 $T_0 = 60^\circ\text{C}$, $Q_0 = 1\text{л/ч}$;
- $T_{\text{ст}}(x) = \begin{cases} 10^\circ\text{C}, & 0 \leq x \leq 2,25\text{м}; \\ 0^\circ\text{C}, & 2,25\text{м} < x \leq 3,0\text{м}. \end{cases}$

На рисунках 2, 3 изображены результаты численного расчёта радиуса кристаллов ГНУ (в мм) и концентрации ГНУ в жидкой фазе (в г/л) соответственно от безразмерной координаты $\eta = x/L_1$, отсчитываемой вдоль оси аппарата.

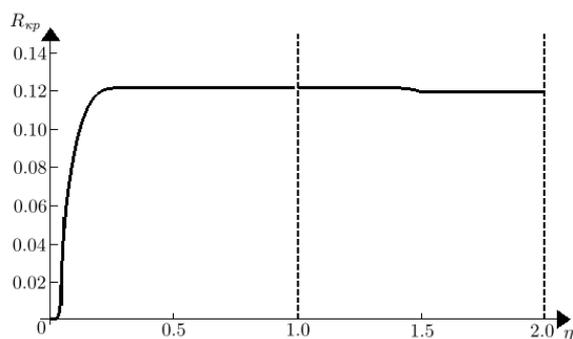


Рис. 2. Зависимость радиуса кристаллов от безразмерной координаты

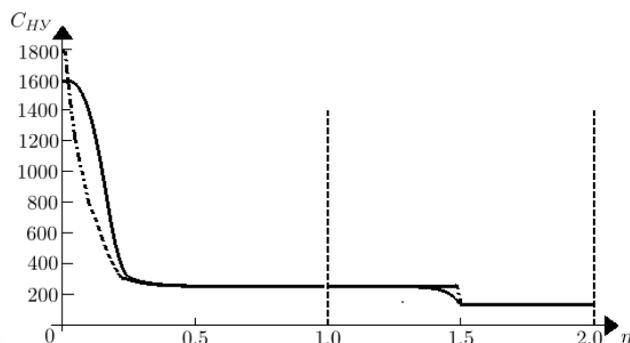


Рис. 3. Зависимость концентрации ГНУ (сплошная линия) и концентрации насыщения ГНУ (штрих-пунктирная линия) от безразмерной координаты

В таблице 1 представлены параметры жидкого раствора, поступающего в рабочий объем кристаллизатора (выделено курсивом); результаты численного расчёта (выделено жирным шрифтом), и экспериментальные данные (выделено подчеркиванием)

Таблица 1. Сравнение результатов численного расчёта с экспериментом

жидкий поток				твёрдый поток	
Величины	Вх. в зону 1	Вх. в зону 2	Вых. поток	Величины	Вых. из зоны 2
Расход, л/час	<i>1</i>	<i>0.57</i>	0.94 <u>0.96</u>	Радиус частиц, мм	0.11
Конц. урана, г/л	<i>903</i>	<i>0</i>	<u>145</u>	Поток ГНУ, кг/ч	1.6
Конц. HNO ₃ кислоты, моль/л	<i>1.97</i>	<i>10.5</i>	8.46 <u>8.12</u>	Поток (расход) U, кг/ч	0.76 <u>0.77</u>

5. Оптимизация выделения целевого продукта

Представленные выше результаты тестовых расчетов (см.рис.2,3) показывают возможность достижения в аппарате равновесного состояния, при котором прекращается массообмен между жидкой и твердой фазами.

В режиме достижения равновесия на границах зон между жидкой и твердой фазами из условия материального баланса можем определить поступление целевого продукта в аппарат в составе потока питания (Q_0) и в составе промывного раствора (Q_1), а также его вывод из аппарата (Q_{out}) с потоком выводимых кристаллов ГНУ

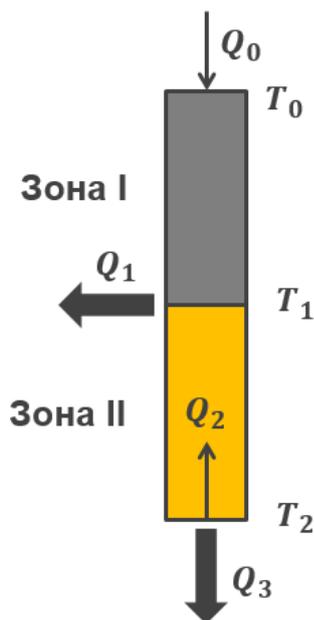


Рис. 4. Схема потоков в линейном кристаллизаторе

$$Q_0 = Sv_{ж}(x)\rho_{ж}(x)C_{НУ}^m(x)|_{x=0} \quad (8)$$

$$Q_2 = -Sv_{ж}(x)\rho_{ж}(T_2)C_{НУ}^m(T_2)\left[1 - \frac{4}{3}\pi R^3(x)n(x)\right]|_{x=L_1+L_2-0} \quad (9)$$

$$Q_3 = S\frac{4}{3}\pi R^3(x)n(x)\rho_{ТВ}v_{ТВ}(x)C_s|_{x=L_1+L_2-0} \quad (10)$$

где $n(x)$ – число центров кристаллизации в единице объёма кристаллизатора, $C_s = \max[C_{НУ}^m(T)] = 0,785$.

Эффективность работы аппарата можно оценить, как отношение потока целевого продукта (урана), выгружаемого из кристаллизатора, к суммарному потоку подаваемого в аппарат целевого продукта. Учитывая, что на границах зон I и II достигается равновесие жидкой и твердой фаз при температурах T_1 и T_2 соответственно, используя уравнения сохранения [4] для I и II зон и условие отсутствия массообмена между фазами на входе в накопительную емкость (нижняя граница зоны II), можно получить следующее соотношение для величины эффективности работы аппарата

$$\Omega = \frac{Q_3}{Q_0 + Q_2} = \frac{1 - \frac{C_{НУ}^{m,нас}(T_1)}{C_{НУ}^m(x=0)}}{1 + \frac{C_{НУ}^{m,нас}(T_1)}{C_s} \left[1 - \frac{\rho_{ж}(T_2)}{\rho_{мс}} \left[1 - \frac{C_{НУ}^{m,нас}(T_2)}{C_{НУ}^m(x=0)} \right] \right]} \quad (11)$$

6. Заключение

На основе разработанной ранее математической модели линейного кристаллизатора определены условия возникновения равновесного состояния между жидкой и твердой дисперсной фазой в рабочем объеме аппарата. Показано, что наличие зон равновесия обеспечивает максимальное выделение целевых продуктов в кристаллической форме.

Авторы выражают благодарность разработчикам линейного кристаллизатора Волку В.И. и Веселову С.Н. за интерес к работе, полезные советы и предоставление результатов тестовых экспериментов при вводе линейного кристаллизатора в опытную эксплуатацию.

Таблица 2. Значения эффективности для различных температурных режимов при $C_{НУ}^m = 70\%$, $C_{HNO_3}^m = 5\%$, $T_0 = 60^\circ C$

	$T_2, ^\circ C$		
$T_1, ^\circ C$	5	0	-5
10	87.8%	87.7%	87.3%
5	90.8%	90.7%	90.4%
0	-	91.6%	91.3%

Литература

1. Takahiro Chikazawa, Toshiaki Kikuchi, Atsuhiro Shibata, Tomozo Koyama, Shunji Homma. Batch Crystallization of Uranyl Nitrate // Nuclear science and Technology, vol. 45, No. 6, p. 582–587, 2008.
2. Kouichi Ohyama, Kimihiko Yano, Shigehico Miyachi et al. Proc.Conf. “Global-2005”, Tsukuba, Japan. Paper N452.
3. Волк В.И., Арсеенков Л.В., Веселов С.Н, Жеребцов А.А., Мельникова С.Н. Физико-химические основы процесса кристаллизационного выделения и очистки урана в виде плава гексагидрата нитрата уранила / Сб.тезисов докладов конференции «Радиохимия-2009», Москва, 2009, стр.221.
4. S. Veselov, V. Volk, V. Kasheev, T. Podimova, E. Posenitskiy, Mathematic Simulation of Crystallization Refining Process of Spent Nuclear Fuel Reprocessing Desired Products in Linear Crystallizer// Advanced Materials Research. Vol. 1086. (2015) 666-672.

Верификация двухмерной теплогидравлической модели в составе кода СОКРАТ-БН на эксперименте Siena-19

Рыжов Н.И. Виноградова Ю.Ю., аспиранты 2 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.ф.-м.н. проф. МФТИ Семенов В.Н.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-22-69, эл. почта: rijovnick@gmail.com

1. Введение

Для решения актуальных задач в области обоснования безопасности АЭС с РУ БН, в том числе анализа аварий с разрушением активной зоны реактора в ИБРАЭ РАН был разработан интегральный код СОКРАТ-БН. Для комплексного расчета такой аварии в коде СОКРАТ-БН используется мультифизичный подход. В расчете применяются одномерная и двухмерная модели теплогидравлики, модель точечной кинетики для нейтронно-физического расчета активной зоны, модель плавления топливных сборок, модели наработки и распространения ПД в теплоносителе и реакторных помещениях, модель для расчета термомеханических напряжений в оболочках топливных стержней. Каждая модель, реализованная в коде, требует верификации, для обоснования её применимости к моделированию исследуемых явлений. Только после верификации всех используемых моделей, расчетный код может использоваться для проведения расчетов для обоснования безопасности АЭС.

В настоящем докладе приведены результаты верификации двумерной теплогидравлической модели на примере эксперимента, моделирующего аварию со снижением расхода теплоносителя через активную зону при сохранении высокого уровня энерговыделения – авария типа ULOF. Было проведено сравнение скорости теплоносителя на входе в сборку и температуры теплоносителя на выходе из сборки при однофазном и двухфазном течениях.

2. Описание эксперимента

На экспериментальном стенде Siena в японском исследовательском центре O-arai Engineering Center была установлена 19-стержневая электрообогреваемая сборка с проволочным дистанционированием [1]. В ходе эксперимента исследовался переходной режим кипения натрия. Данный режим реализовывался в условиях потери циркуляции теплоносителя, когда электрический обогрев оставался включенным, а расход насоса линейно уменьшался со временем. Параметры испытательного пучка были приближены к японскому реактору MONJU. Макет сборки состоял из 19 электрически обогреваемых имитаторов с внешним диаметром 6,5 мм, они были расположены в треугольной решетке с шагом 7,9 мм. Имитаторы состояли из танталового сердечника, в котором происходило энерговыделение при пропускании электрического тока, изолятора из нитрида бора и стальной оболочки. Сборка была заключена в шестигранный кожух размером 36,7 мм «под ключ», который, в свою очередь, был окружен теплоизоляцией с дополнительным обогревом, для обеспечения адиабатических граничных условий. Авторы работы [1] указывают, что профиль энерговыделения в имитаторах был однородным по высоте и по радиусу. Средний тепловой поток в теплоноситель с внешней стенки имитатора равнялся 150 Вт/см². На рисунке 1 приведено схематичное изображение рабочего участка установки с 19 стержневой сборкой. Поток натрия в сборку подавался насосом снизу, на входе в сборку поток разворачивался и продолжал движение вертикально вверх. Температура втекающего в сборку натрия равнялась 366 °С. Выходя из сборки поток натрия поворачивал в расширительный бак, где смешивался с натрием из байпасных каналов. Из расширительного бака натрий поступал в теплообменник, а затем на всас насоса.

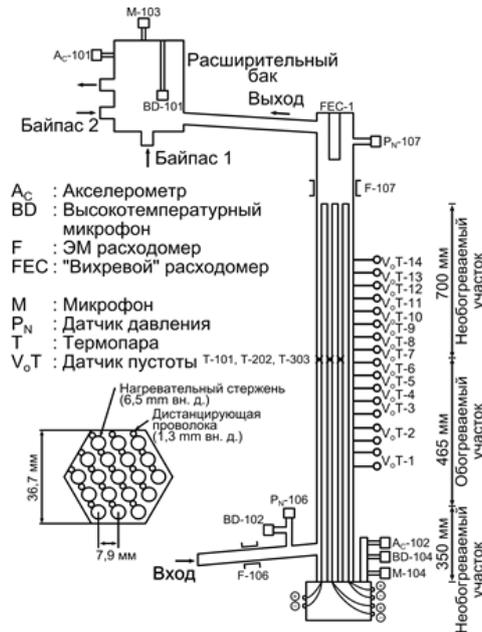


Рис. 1. Схема рабочего участка с 19-стержневой сборкой на экспериментальной установке Siena

Геометрические параметры сборки собраны в таблице 1. Имитаторы твэл состояли из входного необогреваемого участка, обогреваемого участка длиной 465 мм и выходного необогреваемого участка.

Таблица 1. Геометрические параметры 19-стержневой сборки.

Общая длина стержней, мм	1515
Длина входного участка, мм	465
Длина обогреваемого участка, мм	700
Длина выходного участка, мм	350
Диаметр стержня, мм	6,5
Шаг треугольной решетки, мм	7,9
Внутренний размер шестигранного кожуха, мм	36,7
Профиль энерговыделения	однородный

Для измерения температуры теплоносителя в сборке были установлены 3 термопары на выходе из обогреваемого участка, рисунок 2.



Рис. 2. Расположение термопар в 19-стержневой сборке

3. Описание модели экспериментальной установки

Для моделирования была разработана расчетная схема, включающая в себя одномерные и двухмерные модели гидравлических каналов. Входной и выходной участки моделировались в одномерном приближении, а обогреваемый участок моделировался в двухмерном приближении. Нодилизационная схема приведена на рисунке 3. В радиальном направлении сборка была поделена на 3 ячейки.

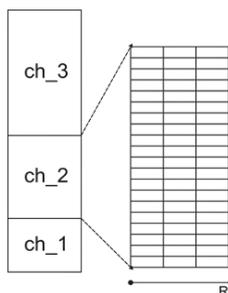


Рис. 3. Нодализационная схема 19-стержневой сборки

Насос моделировался граничным условием по давлению. Давление задавалось по зависимости, приведенной в формуле (1).

$$P_{\text{вх}} = P_{\text{вых}} + C_1 * \frac{\bar{p}}{\rho_{\text{ном}}} (f(t))^{\frac{7}{4}} + \bar{p}gh + \Delta P_{\text{уск}} + \Delta P_{\text{нив}} \quad (1)$$

Функцией $f(t)$ обозначена нормированная на номинальное значение временная зависимость скорости теплоносителя на входе в сборку, которая была измерена экспериментально. Степень $7/4$ соответствует сопротивлению в трубе при турбулентном течении. Константа C_1 выбирается так, чтобы при значении функции $f(t)$ равном 1 скорость теплоносителя на входе в сборку равнялась номинальному значению скорости в эксперименте, т.е. 2,44 м/с. Третье слагаемое учитывает перепад давления за счет веса столба. Четвертое слагаемое учитывает перепад давления за счет ускорения теплоносителя. Последнее слагаемое учитывает напор, обусловленный различием плотностей теплоносителя в коленах циркуляционного контура. Значение этого слагаемого выбирается так, чтобы при близком к нулю напоре насоса расход теплоносителя соответствовал измеренному в эксперименте расходу.

Расширительный бак моделировался граничным условием на постоянное давление.

Модель электрических имитаторов твэл учитывала изменение профиля энерговыделения и мощности энерговыделения в зависимости от температуры. Хотя авторы работы [1] и указывают на то, что в ходе эксперимента энерговыделение было постоянным и профиль энерговыделения был однородным, предварительные расчеты показали, что мощность энерговыделения менялась со временем. При постоянной мощности расчёт давал завышенное значение температуры теплоносителя на выходе из обогреваемого участка.

Для расчета мощности энерговыделения была использована модель электрических имитаторов, подключенных к источнику постоянного напряжения. Полная мощность энерговыделения в таком случае рассчитывается по формуле (2).

$$P_{\text{полн}} = \frac{U^2}{R_{\text{полн}}} \quad (2)$$

В знаменателе стоит полное сопротивление сердечника имитатора при данной температуре. Напряжение выбирается таким образом, чтобы при номинальном расходе тепловой поток в теплоноситель равнялся 150 Вт/см², как это указано в работе [1]. С ростом температуры сопротивление сердечника будет увеличиваться, и при постоянном напряжении будет происходить уменьшение мощности. Энерговыделение в каждой ячейке сердечника рассчитывается по формуле (3).

$$P_i = \frac{U^2}{R_{\text{полн}}} \frac{R_i}{R_{\text{полн}}} \quad (3)$$

Таким образом, профиль энерговыделения в сердечнике будет не однородным и будет меняться со временем (с изменением температуры). Максимальное значение энерговыделения будет в самой горячей ячейке – последней обогреваемой ячейке имитатора.

4. Результаты расчета

На рисунке 4 приведено сравнение расчётной из измеренной скорости теплоносителя на входе в сборку. В расчете при вскипании теплоносителя график уменьшения скорости отклоняется от линейной зависимости. Это связано с тем, что с появлением пара увеличивается гидравлическое сопротивление сборки. А так как расход моделируется граничным условием по давлению, это приводит к более крутому уменьшению скорости. При вскипании теплоносителя в эксперименте появляются колебания скорости на входе в сборку, и в среднем скорость лишь незначительно отклоняется от линейной зависимости. Это возможно связано с большим сопротивлением между насосом и сборкой имитаторов. Данный эффект требует дальнейшего анализа.

На рисунке 5 приведены графики температуры теплоносителя на выходе из обогреваемого участка. Термопара Т-101 измеряла температуру теплоносителя около центрального имитатора. Между вторым и третьим рядами температура теплоносителя измерялась термопарой Т-202. Термопара Т-303 измеряла температуру теплоносителя между последним рядом стержней и кожухом сборки. В расчете средний тепловой поток со сборки в теплоноситель в номинальном режиме составляет 150 Вт/см^2 и соответствует указанному в работе [1]. Благодаря учету в расчете зависимости сопротивления тантала от температуры перед закипанием средний расчетный тепловой поток составляет 128 Вт/см^2 . Для сравнения средний тепловой поток при стационарном течении составляет 150 Вт/см^2 . Однако в расчете температура все равно растет быстрее, чем в эксперименте. На периферии рост температуры теплоносителя (термопара Т-303) обусловлен приходом пара из центральной части сборки. В расчете на внешней границе кожуха сборки были заданы постоянные адиабатические граничные условия, так как в работе [1] указано, что на внешней стороне кожуха работал компенсирующий электрический обогрев. Возможно, с ростом температуры теплового потока с компенсирующего обогрева перестало хватать, для компенсации тепловых потерь. Это может объяснить, почему в эксперименте не наблюдается рост температуры Т-303.

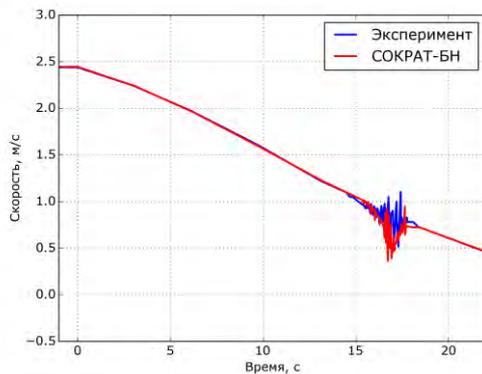


Рис. 4. Скорость теплоносителя на входе

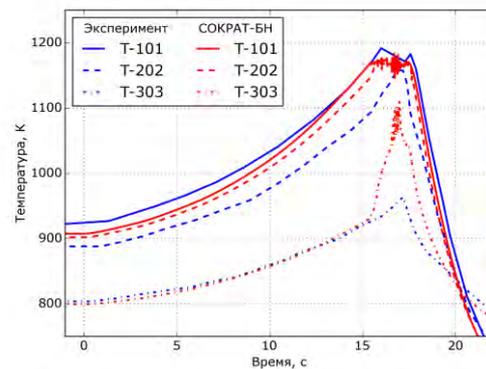


Рис. 5. Температура теплоносителя на выходе из обогреваемого участка

На рисунке 5 видно, что в центральной части расчетные температуры лежат ближе, чем в эксперименте. Разница между температурами в центре сборки определяется 3 факторам: различия по расходу теплоносителя, различия по энерговыделению в имитаторах и величиной теплового потока от центра сборки на периферию. Второй фактор можно исключить, так как в работе [1] утверждается, что энерговыделение было однородным по радиусу. Таким образом, результаты расчета показывают, что требуется более тщательное рассмотрение модели трения со стенкой в условиях стержневой геометрии и модели турбулентного переноса тепла в радиальном направлении при использовании двухмерной теплогидравлической модели.

5. Заключение

В работе была продемонстрирована работоспособность модуля двухмерной теплогидравлики для решения задач, связанных с безопасностью АЭС. Были представлены обосновывающие расчеты экспериментов моделирующих аварии типа ULOF. Среднеквадратичное отклонение расчетной температуры теплоносителя в центральной части сборки составляет 23К. Разница между моментами закипания теплоносителя составляет 0,1 с.

Одномерный и двухмерный подходы показывают схожие результаты, пока течение теплоносителя остается однофазным и радиальные скорости теплоносителя много меньше аксиальных. При закипании теплоносителя в центральной части сборки характер течения становится существенно не одномерным и требует двухмерного подхода к моделированию.

Анализ результатов расчетов показывает, что модель трения со стенкой в условиях стержневой геометрии и модель турбулентного переноса тепла применительно к двухмерному случаю требуют более тщательного рассмотрения.

Литература

1. Y. Kikuchi, K. Haga, "Sodium boiling experiments in a 19-pin bundle under loss-of-flow conditions", Nuclear Engineering and Design 66(1981) 357-366.

Оптимизация классификации РАО для целей захоронения

Самойлов А.А., главный специалист ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: д.т.н., заместитель директора ИБРАЭ РАН Линге И.И.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

1. Введение

Существующая классификация РАО основана на следующих принципах:

- в отдельный класс выделены жидкие РАО (класс 5);
- в отдельный класс выделены РАО, образующиеся при добыче и переработке урановых руд, а также при осуществлении не связанных с использованием атомной энергии видов деятельности по добыче и переработке минерального и органического сырья с повышенным содержанием природных радионуклидов (класс 6);
- оставшиеся ТРО разделены на 4 класса (классы 1-4) по тепловыделению, категории по активности, а также по периоду полураспада радионуклидов, содержащихся в РАО, которые делятся на две категории долгоживущие ($T_{1/2} > 31$ лет) и короткоживущие ($T_{1/2} < 31$ лет).

К классу 1 относятся высокоактивные РАО, требующие предварительной выдержки перед захоронением с целью снижения их тепловыделения. К классу 2 относятся высокоактивные РАО и среднеактивные долгоживущие РАО. К классу 3 относятся среднеактивные короткоживущие РАО и низкоактивные долгоживущие РАО. К классу 4 относятся низкоактивные короткоживущие РАО и очень низкоактивные РАО.

Изложенный выше подход к осуществлению классификации удаляемых РАО в целях их захоронения имеет ряд существенных недостатков. Во-первых, с точки зрения обеспечения долговременной безопасности, в классификации удаляемых РАО должны учитываться индивидуальные особенности дозообразования от различных радионуклидов. Причем необходимо учитывать не только различную радиотоксичность, но и особенности проникновения радионуклидов в биосферу после осуществления захоронения РАО.

2. Недостатки существующей системы, подлежащие устранению на первом этапе оптимизации

С учетом сложности решения задачи по созданию классификации РАО, которая позволяла бы в полной мере учитывать особенности отдельных радионуклидов необходимо в качестве первого этапа изменения принятой классификации устранить наиболее очевидные недостатки действующей системы, к которым можно отнести следующие:

1. Одной из целей классификации РАО является определение размера финансовых отчислений организации в специальный резервный фонд. Классификация должна учитывать не только характеристики образующихся РАО, но также и предполагаемые технологические особенности их захоронения. С учетом этого целесообразно выделить отработанные ЗРИ в отдельный класс или классы с учетом их потенциальной опасности для персонала и населения.

2. Закон [3] допускает захоронение ряда РАО на промплощадках предприятий, в результате деятельности которых эти отходы были образованы. Очевидно, что затраты на захоронение таких РАО будут существенно отличаться от затрат на сооружение и эксплуатацию централизованных ПЗРО, поэтому целесообразно выделить такие отходы в отдельный класс, для установления соответствующего тарифа на захоронение подобных РАО.

3. Закон [3] допускает осуществлять выдержку короткоживущих РАО до уровня, при котором такие отходы перестают относиться к короткоживущим. Однако данная норма нигде не нашла своего развития. Что в свете приказа [5] приводит к ряду парадоксальных ситуаций. На наш взгляд необходимо в рамках классификации развить норму закона [3] о возможности выдерживания РАО, активность которых может быть снижена до уровня, при котором они перестают относиться к РАО, за счет радиоактивного распада.

4. Существующая классификация устанавливает различные критерии классификации для следующих категорий РАО: тритий содержащие, бета-активные, альфа-активные (за исключением трансураниевых), трансураниевые. При этом в реальной жизни РАО, как правило, содержат несколько из указанных категорий. Для обеспечения однозначной трактовки установленных требований необходимо привести алгоритм классификации РАО, содержащих радионуклиды, относящиеся к различным категориям. На наш взгляд, целесообразно применять подход, при котором в подобных случаях устанавливается класс по различным категориям радионуклидов и РАО присваивается наименьшая (соответствующая наибольшей опасности) категория. Аналогичная ситуация наблюдается и при использовании в качестве классификационного признака периода полураспада радионуклидов. Соответственно необходимо внести соответствующие дополнения в Критерии классификации РАО.

5. В существующей классификации существует коллизия между критериями классификации и критериями отнесения к РАО в отношении нескольких радионуклидов, заключающаяся в том, что РАО, содержащие эти радионуклиды, при превышении критерия отнесения к РАО по удельной активности начинают сразу же относиться к САО (минуя категории ОНРАО и НАО). Перечень таких радионуклидов приведен в таблице 1.

Таблица 1. Перечень радионуклидов, для которых наблюдается коллизия между критериями классификации и критериями отнесения к РАО.

Радионуклид	Критерий отнесения к РАО, Бк/г	Верхняя граница НАО, Бк/г
C-14	10^4	10^4
Ni-59	10^4	10^4
Ni-63	10^5	10^4
Pu-241	10^2	10^2
Cm-242	10^2	10^2

Данное несоответствие вызвано тем, что в качестве критериального параметра при классификации РАО по активности были использованы границы отнесения к РАО отходов неизвестного изотопного состава, используемые в ряде документов до выхода постановления [1]. Эти величины, разумеется, выбирались исходя из консервативного предположения о радионуклидном составе РАО. В то время как критерии отнесения к РАО учитывают особенности дозирования от различных радионуклидов и основаны на МЗУА, приведенных в нормах [2]. Для ряда радионуклидов с достаточно высокими значениями МЗУА это приводит к обозначенной выше коллизии.

6. В ходе проведения первичной регистрации РАО к пунктам размещения особых РАО было отнесено более 60 пунктов хранения, часть из которых является действующими, то есть в них продолжает осуществляться размещение РАО. Закон [3] не запрещает образование особых РАО, в том случае, если они образуются в результате функционирования технологических цепочек, введенных в эксплуатацию до ввода в действие закона [3]. Абсурдность самой идеи об удалении таких РАО, на наш взгляд, очевидна для всех участников формирования ЕГС РАО, тем более что в ряде случаев просто невозможно осуществить физическое разделение вновь образованных РАО от накопленных. Тем не менее, порядок отнесения таких отходов к особым отсутствует.

С учетом того, что согласно закону [3] ответственность за все вновь образуемые РАО накладывается на организацию, в результате деятельности которой они образовались, логично, чтобы организация осуществляла отчисления для последующего обращения с РАО. В настоящий момент согласно постановлению [4] тарифы устанавливаются только для удаляемых РАО. Соответственно необходимо внести соответствующие изменения в постановление [4] предусмотрев тарифы для вновь образующихся особых РАО с учетом технологических особенностей обращения с ними.

3. Подход к классификации РАО с точки зрения оптимизации затрат

При дальнейшей оптимизации классификации РАО необходимо понимать, что она связана с требованиями к кондиционированию РАО, определяемыми исходя из анализа безопасности ПЗРО, и, таким образом, существенно зависящими от характеристик самого ПЗРО и условий его размещения. Соответственно смягчение требований к характеристикам кондиционированных РАО может быть компенсировано введением дополнительных барьеров безопасности в проекте ПЗРО или выбором более

удачного месторасположения ПЗРО. Исходя из этого, классификацию РАО с целью определения условий их захоронения, требования к кондиционированию РАО, а также условия размещения и количество ПЗРО можно рассматривать как некую оптимизационную задачу, в которой в качестве оптимизируемого функционала можно рассматривать затраты на захоронение заданного количества РАО с заданными характеристиками.

Для иллюстрации подобного подхода рассмотрим упрощенную задачу по определению критериев классификации РАО. Предположим, что конечной целью создания сети ПЗРО является захоронение заданного количества РАО с известной активностью. Удельная активность РАО, подлежащих захоронению различная, распределение объема РАО по удельной активности известна. При этом захоронение осуществляется в два типа ПЗРО, конструктивно отличающихся друг от друга (например, пункты глубинного захоронения РАО и пункты приповерхностного захоронения РАО). Критерием отнесения к тому или иному ПЗРО (то есть классу) является удельная активность, т.е. в случае, если удельная активность ниже некоей граничной удельной активности, то РАО подлежат захоронению в тип ПЗРО № 2, если выше – то подлежат захоронению в тип ПЗРО № 1. В качестве РАО рассматриваются отходы, содержащие один радионуклид.

Очевидно, что при решении подобной задачи необходимо исходить из обеспечения безопасности населения и окружающей среды. Для этого должен быть выбран некий показатель (или несколько), который может подвергаться нормированию. Для обеспечения безопасности населения в качестве такого показателя обычно используют МАЭД, в качестве норматива используют 10 мкЗв/год. Исходя из установленных ограничений, сценариев потенциального воздействия пункта захоронения РАО на население и окружающую среду, конструктивных особенностей различных ПЗРО можно определить предельное количество РАО (по активности) которые можно разместить в ПЗРО с соблюдением всех норм безопасности.

В зависимости от установленной границы отнесения к классам будет изменяться количество РАО, которое необходимо захоронить в том или ином типе ПЗРО, соответственно будут изменяться и затраты. При этом количество РАО, которое может быть захоронено в каждом типе ПЗРО ограничено двумя величинами: физическим объемом ПЗРО, а также предельным количеством активности, которую можно безопасно разместить в ПЗРО. Тогда затраты на сооружение необходимого количества ПЗРО определенного типа будут определяться следующим выражением:

$$M_i^S = M_i \cdot \max \left\{ \frac{A_i}{A_i^{\text{lim}}}, \frac{V_i}{V_i^{\text{lim}}} \right\}, \quad (1)$$

где A_i^{lim} – предельное количество активности, которое можно безопасно разместить в i -м виде ПЗРО;

A_i – активность РАО, которые необходимо разместить в i -м виде ПЗРО;

V_i^{lim} – вместимость i -го вида ПЗРО;

V_i – объем РАО, которые необходимо разместить в i -м виде ПЗРО;

M_i – стоимость одного ПЗРО i -го вида.

При этом V_i и A_i определяются следующими выражениями:

$$V_i = V_E \cdot \int_{C1}^{C2} \varphi(C) dC, \quad (2)$$

где V_E – суммарное количество РАО, которое необходимо захоронить;

$\varphi(C)$ – функция, характеризующая плотность распределения объема РАО в зависимости от удельной активности;

$C1$ и $C2$ – границы соответствующего диапазона удельных активностей того или иного класса РАО.

$$A_i = V_E \cdot \rho \cdot \int_{C1}^{C2} C \cdot \varphi(C) dC, \quad (3)$$

где ρ – плотность РАО.

На рис. 1 представлена зависимость условных затрат на создание системы ПЗРО. При моделировании использовались исходные данные, представленные в таблице 2.

Таблица 2. Исходные данные для моделирования стоимости создания системы ПЗРО

Параметр	ПЗРО № 1	ПЗРО № 2
Стоимость, о.е.	100	1
$V_i, \text{м}^3$	10 000	10 000
$A_{\text{пред}}, \text{Бк}$	$1,0 \cdot 10^{17}$	$2,5 \cdot 10^{14}$
$A_{\Sigma}, \text{Бк}$	$1,5 \cdot 10^{18}$	
$V_{\Sigma}, \text{м}^3$	$5 \cdot 10^6$	
$\varphi(C)$	$0,2 \cdot 10^{-11} \cdot (1 \cdot 10^{-6} - C)$, где $C \in (1; 1 \cdot 10^6)$	
Плотность РАО, г/см ³	1,0	

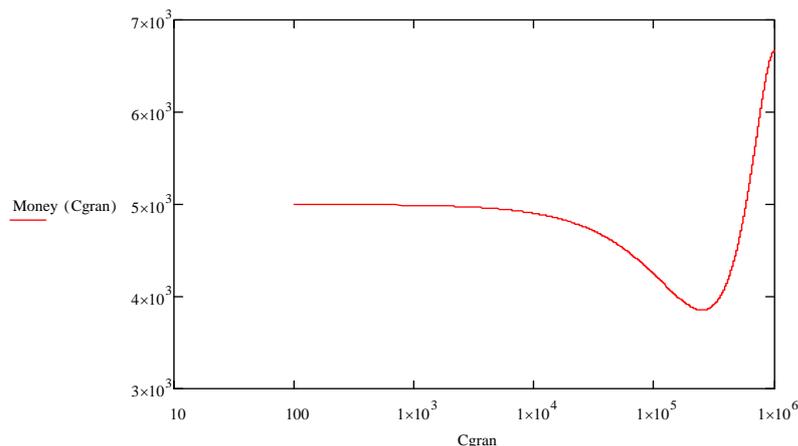


Рис. 1. Затраты на создание сети ПЗРО в зависимости от критерия отнесения к различным классам

Как видно из рис. 1 имеется оптимальный критерий отнесения к различным классам РАО при котором затраты на создание сети ПЗРО минимальны при принятых характеристиках различных типов ПЗРО и распределении РАО по удельной активности. Оптимальный критерий отнесения к различным классам РАО зависит от нескольких параметров: стоимости различных типов ПЗРО, их характеристик, распределения РАО по активности, характеристик кондиционированных РАО. Кроме того, при рассмотрении РАО, содержащих несколько радионуклидов, будет необходимо учитывать особенности различных радионуклидов, выработав некий радиационный эквивалент для каждого типа ПЗРО на основании анализа миграционных расчетов для заданных сценариев эволюции ПЗРО. Также возможны различные дополнительные ограничения на проводимый анализ: ограниченное количество ПЗРО определенного типа или их суммарное количество. Решение подобной задачи требует достаточно серьезной работы, в том числе по подготовке исходных данных в части проведения анализа результатов первичной регистрации РАО, сравнительных расчетов миграции различных радионуклидов из различных типов ПЗРО, оценки стоимости сооружения различных типов ПЗРО. Однако проведение подобной работы послужит основой для рационального и обоснованного использования ресурсов при создании единой системы захоронения РАО.

Литература

1. Постановление Правительства РФ от 19 октября 2012 г. N 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов».
2. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09 "Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009" (утв. постановлением Главного гос. санитарного врача РФ от 7 июля 2009 г. N 47).
3. Федеральный закон от 11 июля 2011 г. N 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».
4. Постановление Правительства РФ от 3 декабря 2012 г. N 1249 "О порядке государственного регулирования тарифов на захоронение радиоактивных отходов"
5. Приказ Госкорпорации «Росатом» от 07.07.2014 № 1/24-НПА «Об утверждении сроков промежуточного хранения РАО и объемов таких отходов для организаций, эксплуатирующих особо радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты»

Верификация программного средства SERPENT

Синегрибов С.В., младший научный сотрудник ФБУ «НТЦ ЯРБ»

*Научный руководитель: начальник лаборатории ФБУ «НТЦ ЯРБ», Аникин А.Ю.
Научный консультант: к.т.н., начальник отдела ФБУ «НТЦ ЯРБ», Курындин А.В.*

Федеральное бюджетное учреждение
«Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»

тел.: (499) 264-71-13, эл. почта: sinegribov@secnrs.ru

1. Описание программного средства

В настоящее время наиболее актуальным методом расчета нейтронно-физических характеристик, лежащем в основе многих современных программных средств (ПС), является метод Монте-Карло. Основным преимуществом данного метода является возможность учета физики взаимодействия нейтронов (или гамма-квантов) без существенных приближений при моделировании геометрически сложных систем.

SERPENT – современное программное средство, предназначенное для расчета нейтронно-физических характеристик систем, содержащих ядерные делящиеся материалы, созданное группой разработчиков Центра технических исследований Финляндии VTT и реализующее метод Монте-Карло [1, 2]. Для более точного описания взаимодействий нейтронов со средой в ПС SERPENT используются непрерывные библиотеки сечений на базе библиотек ENDF/B и JEFF, представленные в ACE-формате. Кроме того ПС SERPENT обладает встроенным алгоритмом учета эффекта Доплера, который позволяет учитывать зависимость сечений взаимодействия нейтронов от температуры [1].

Одной из основных особенностей ПС SERPENT [1] является применение «delta-tracking» метода для оценки потока нейтронов, в котором не используются оптические длины материалов, что значительно упрощает его использование в сложной гетерогенной системе с большим количеством ячеек. Данный метод основан на использовании, так называемых, виртуальных столкновений, в ходе которых нейтрон не поглощается и его энергия и направление полета сохраняются. Ключевая идея «delta-tracking» метода заключается в добавлении соответствующего количества виртуальных столкновений для каждого материала таким образом, чтобы полное сечение взаимодействия нейтрона со средой имело одинаковое значение во всех материалах.

Помимо расчета нейтронно-физических характеристик системы, таких как распределение потока нейтронов, эффективный коэффициент размножения нейтронов ($K_{эфф}$), параметры утечки и т.д., в ПС SERPENT предусмотрена возможность расчета изменения нуклидного состава топлива в процессе выгорания [1, 2]. Также в ПС SERPENT [2] предусмотрена возможность визуализации как геометрии созданной модели, так и распределения некоторых параметров по системе (например, распределение потока нейтронов, как показано на рисунке 1).

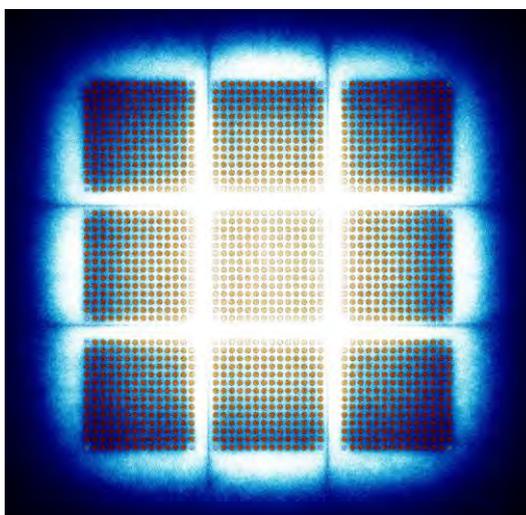


Рис. 1. Распределение потока нейтронов в критической сборке CX-10

Недостатком метода Монте-Карло являются высокие затраты машинного времени для вычисления распределения потока нейтронов в больших системах со сложной геометрией. Для нивелирования данного недостатка в ПС SERPENT предусмотрена возможность выполнения параллельных вычислений на многопроцессорных системах и компьютерных кластерах с использованием интерфейса передачи информации между процессами, выполняющими одну задачу MPI (англ. Message Passing Interface) [1]. Увеличение скорости счета при использовании параллельных вычислений имеет практически линейную зависимость от количества используемых ядер, однако при этом существенно (в разы) увеличивается объем используемой оперативной памяти [3].

ПС SERPENT используется в ФБУ «НТЦ ЯРБ» для анализа ядерной безопасности объектов использования атомной энергии. В связи с этим возникает необходимость в оценке методической погрешности ПС SERPENT при расчете систем, содержащих ядерные делящиеся материалы. Так как оценить погрешность расчета аналитическим путем не представляется возможным, общепринятым методом определения погрешности является верификация.

В настоящем докладе представлены результаты верификации ПС SERPENT для расчета $K_{эфф}$ различных систем, содержащих ядерные делящиеся материалы, на основе сравнения результатов расчетов $K_{эфф}$ с использованием ПС SERPENT с экспериментально измеренными значениями и/или результатами расчетов по общепризнанным прецизионным (реперным) программам, такими, как MCNP [4], MCU [5] и SCALE (KENO) [6].

2. Матрица верификации

Для верификации ПС SERPENT использовались различные расчетные и экспериментальные тесты, что позволило сопоставить результаты расчетов с экспериментальными данными и с результатами расчета по другим широкораспространённым и, в том числе, аттестованным ПС.

Матрица верификации ПС SERPENT с библиотекой констант ENDF/B-VII применительно к расчетам эффективного коэффициента размножения нейтронов в системах с ЯДМ, включая хранилища ЯТ и транспортные упаковочные комплекты с ЯТ, приведена в таблице 1.

Таблица 1. Матрица верификации ПС SERPENT

Тип экспериментов	Обогащение до 10 % по ^{235}U	Обогащение от 10 % до 40 % по ^{235}U	Обогащение свыше 40 % по ^{235}U	Обогащение до 10 % по Pu	Обогащение свыше 10 % по Pu
Системы с топливом реакторов типа ВВЭР	+			+	
Системы с топливом реакторов типа РБМК	+				
Системы с топливом быстрых реакторов		+	+		+
Системы с растворами урана и плутония	+	+	+		+

3. Выбор экспериментов

Исследования проводились на основании описаний бенчмарк-экспериментов, опубликованных в открытом доступе. В рамках верификации ПС SERPENT в общей сложности создано более 550 моделей систем, содержащих ядерные делящиеся материалы, соответствующих параметрам матрицы верификации. Основная часть экспериментов выбрана из Международного справочника оцененных критмассовых бенчмарк-экспериментов ICSBER [7], в базе данных которого содержатся описания каждого эксперимента, экспериментально оцененные значения $K_{эфф}$, а также результаты расчетов $K_{эфф}$ с использованием широко распространенных ПС. Эксперименты выбирались в первую очередь по

параметрам ЯМ (например, обогащение/изотопный состав, диаметр твэлов, и т.д.), а также основным характеристикам системы в целом (например, шаг решетки твэлов, водо-урановое соотношение, тип замедлителя и т.д.). Также, по возможности, выбирались эксперименты с разнообразными поглощающими и отражающими элементами для проверки учета их влияния на значение $K_{эфф}$.

В рамках верификации ПК SERPENT созданы модели следующих конфигураций экспериментов, выбранных из справочника ICSBER [7]:

- уран-водные системы с топливом различных реакторов (LCT-011, LCT-015, LCT-047, LCT-051, LCT-053, LCT-061, LCT-070, LCT-075, LCT-094, SLCT-001, ICT-002, ICT-003);
- уран-водо-графитовые системы (LCT-060);
- системы с растворами урана (LST-001, LST-002, LST-007, LST-009, HST-038, HST-049);
- системы с растворами плутония (PST-013, PST-014, PST-015, PST-016);
- водные системы с МОКС-топливом (MCT-001, MCT-007, MCT-008, MCT-011).

В связи с тем, что большинство систем с ядерным топливом (за исключением активной зоны реактора) являются подкритическими, проведено сравнение результатов расчетов $K_{эфф}$ типичных подкритических систем (контейнеры для транспортирования и временного хранения ядерного топлива, бассейн выдержки облученных ТВС), выполненных с использованием ПК SERPENT, с экспериментальными данными [8] и результатами аналогичных расчетов, проведенных с использованием ПК SCALE [9].

В соответствии п. 3.2 НП-061-05 и п. 2.12.7.3 НП-053-04 при анализе ядерной безопасности необходимо рассматривать такие количество, распределение и плотность замедлителя (в частности, воды), которые в результате исходных событий проектных аварий при хранении и транспортировании приводят к максимальному значению $K_{эфф}$. Однако создать в экспериментальной установке плотность воды, значительно отличающуюся от 1 г/см³, и поддерживать ее в течении времени, достаточного для проведения измерений, практически невозможно. В связи с этим рассмотрен расчетный бенчмарк [10], в котором приведено сравнение результатов расчетов систем с ЯТ реактора типа ВВЭР в водной среде с плотностью, варьирующейся от 0 до 1 г/см³, по таким общепризнанным программным средствам, как MCNP [4], KENO [6], MCU [5] и MMKFK [11].

4. Результаты расчета

В результате работы оценена методическая погрешность расчета $K_{эфф}$ с использованием ПК SERPENT для систем с различными видами ЯМ. Методическая погрешность σ_m определялась как:

$$\sigma_m = \sqrt{\sigma^2 - \sigma_{ex}^2 - \delta^2} \quad (1)$$

где σ – полное среднеквадратичное отклонение результатов расчета от экспериментальных значений, определяемое по формуле (2);

σ_{ex} – оцененная погрешность эксперимента, связанная с методами определения $K_{эфф}$ и приближениями, вносимыми в модель;

δ – статистическая погрешность расчета методом Монте-Карло.

Полное среднеквадратичное отклонение σ рассчитывалось по формуле:

$$\sigma = \sqrt{\frac{1}{n} \sum_{i=1}^n (x_i - x_{i_ex})^2} \quad (2)$$

где n – объем выборки;

x_i – значение, рассчитанное с использованием ПК SERPENT;

x_{i_ex} – экспериментальное значение.

Полученная методическая погрешность ПК SERPENT при расчете $K_{эфф}$ составила:

- 0,0048 для систем с урановым топливом реакторов типа ВВЭР;
- 0,0079 для систем с МОКС-топливом реакторов типа ВВЭР;
- 0,0028 для уран-водо-графитовых систем с ЯТ реакторов типа РБМК;
- 0,0050 для уран-водных систем с ЯТ реакторов типа РБМК;
- 0,0055 для систем с растворами урана;
- 0,0082 для систем с растворами плутония;
- 0,0090 для систем с ЯТ реакторов на быстрых нейтронах.

Следует отметить, что погрешность расчета ПК САПФИР для легководных урановых решеток составляет от 0,004 до 0,005 [12], а погрешность ПК MCU для уран-водо-графитовых систем составляет 0,004 [5].

5. Заключение

Результаты выполненных расчетов показывают, что полученные с использованием ПК SERPENT значения $K_{эфф}$ хорошо согласуются с экспериментально измеренными значениями, а также позволяют сделать вывод о том, что по точности расчета $K_{эфф}$ ПК SERPENT не уступает таким аттестованным ПК, как MCU и САПФИР, реализующим метод Монте-Карло. По полученным данным можно сделать вывод о применимости ПК SERPENT для расчета $K_{эфф}$ систем, содержащих растворы урана и плутония, а также топливо реакторов типа ВВЭР, РБМК и быстрых реакторов.

Литература

1. Jaakko Leppanen. «A New Monte Carlo Reactor Physics Code: VTT Publications 640» — Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2007.
2. Jaakko Leppanen. «Serpent - A Continuous Energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code» — Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2013.
3. Строганов, А.А. Использование параллельных вычислений при проведении расчетов в целях выполнения оценок обоснования безопасности при обращении с отработавшим ядерным топливом / А.А. Строганов, А.В. Курындин, А.М. Киркин, К.Ю. Соколов. — Москва: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2011
4. Аттестационный паспорт программного средства № 259 от 17.03.2009. Программный комплекс MCNP (версии 4C и 5) с библиотекой констант DLC-200. — Москва: федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», 2009.
5. Аттестационный паспорт программного средства № 61 от 17.10.96. Программа MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCUDAT-1.0. — Москва: федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», 1996
6. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, Vols. I, II, and III. — Radiation Safety Information Computational Center at ORNL, 2000. — ORNL/NUREG/CSD-2R6.
7. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments. — NEA, 2009. — NEA/NSC/DOC(95) 03.
8. Bernard M. Franklin, David Hanlon «Fuel-Transport-Flask Subcritical Experiments With Low-Enriched Uranium (3 Wt.% ^{235}U) Dioxide Fuel». — NEA, 2000. — SUB-LEU-COMP-THERM-001.
9. Sedat Goluoglu. «Criticality Calculations of Fresh LEU and MOX Assemblies for Transport and Storage at the Balakovo Nuclear Power Plant» — Oak Ridge National Laboratory, 2000. — ORNL/TM-2000/286.
10. Margaret B. Emmett. «Calculational Benchmark Problems For VVER-1000 Mixed Oxide Fuel Cycle» — Oak Ridge National Laboratory, 2000. — ORNL/TM-1999/207.
11. Аттестационный паспорт программного средства № 134 от 02.11.01. Программа ММКФК-2. — Москва: федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», 2001.
12. Аттестационный паспорт программного средства № 251 от 18.12.08. Программа САПФИР-2006. — Москва: федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», 2008

Формирование эффективных инвестиционных портфелей с использованием нечетких множеств

Слива Д.Е., магистр 1 года НИЯУ «МИФИ»

Научный руководитель: д. ф.-м. н. проф. Крянев А.В.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

тел: (929) 598-77-46, эл.почта: de.sliva@yandex.ru

Для расчета прогнозных оптимальных долей компании на мировых региональных рынках услуг может быть использован системный подход, основанный на формировании эффективных портфелей. В рамках этого подхода совокупность долей компании на мировых региональных рынках рассматривается как портфель, и, тем самым, доли рассчитываются так, чтобы оптимизировать целевую функцию (критерий), характеризующий качество портфеля. В данной постановке в качестве критерия принимается будущая эффективность рынка, оцененная экспертами, а в качестве меры риска вероятность того, что эффективность рынка окажется менее наиболее ожидаемого значений. Модель прогнозирования оптимальных физических объемов компании на региональных рынках услуг, представленная далее, основывается на существующей VaR-модели формирования эффективных портфелей [2] и аппарате нечетких множеств [3].

Определим n – количество региональных рынков услуг, в которые распределяются поставки компании. Искомый портфель определяется вектором $\vec{x}_j^* = (x_{1j}^*, \dots, x_{nj}^*)^T$ долей компании на мировых региональных рынках в j – м году. Зная портфель компании, можно рассчитать $\vec{U}_j^* = (V_{1j} \cdot x_{1j}^*, \dots, V_{nj} \cdot x_{nj}^*)^T$ – вектор значений физических объемов компании на региональных рынках услуг, при ограничении $\sum_{i=1}^n V_{ij} \cdot x_{ij} = U_j^{OWN}$.

При расчете оптимальных портфелей долей используются следующие величины:

1. U_j^{OTHER} – вероятностное распределение суммарного производства услуг компаниями-конкурентами в j – м году, ($j=1, \dots, k$).
2. V_{ij} – вероятностное распределение потребности в услугах на i -ом рынке ($i=1, \dots, n$) в j – м году, ($j=1, \dots, k$).
3. U_j^{OWN} – мировой объем услуг компании в j – м году также представляет собой вероятностное распределение и рассчитывается как разность между мировой потребностью в услугах и производством услуг предприятиями-конкурентами компании в j – м году, ($j=1, \dots, k$),
4. β_{ij} – квоты для компании (на i – м рынке, $i=1, \dots, n$) ($0 \leq \beta_{ij} \leq 1$) в j – м году, ($j=1, \dots, k$);
5. α_{ij} – гарантированный минимальный объем поставок компании на i -й рынок, ($i=1, \dots, n$) ($0 \leq \alpha_{ij} \leq \beta_{ij}$) в j -м году, ($j=1, \dots, k$).

Для оценки неопределенности эффективности вложения в объект может быть использован аппарат нечетких множеств, а для его интерпретации – теория возможностей [3]. Обозначим R_{ij} – эффективность i -го рынка в j -ом году, где R_{ij} – нормированное треугольное нечеткое число, задаваемое параметрами $m_{ij}^-, m_{ij}, m_{ij}^+$:

$$R_{ij} = (m_{ij}^-, m_{ij}, m_{ij}^+); m_{ij}^- < m_{ij} < m_{ij}^+, i = 1, \dots, n, j = 1, \dots, k. \quad (1)$$

Нечеткое число R_{ij} описывается функцией принадлежности

$$\mu_{ij}(x) = \begin{cases} 0, & x < m_{ij}^- \\ \frac{x - m_{ij}^-}{m_{ij} - m_{ij}^-}, & m_{ij}^- \leq x \leq m_{ij} \\ \frac{m_{ij}^+ - x}{m_{ij}^+ - m_{ij}}, & m_{ij} \leq x \leq m_{ij}^+ \\ 0, & x > m_{ij}^+ \end{cases} \quad (2)$$

Значение $\mu_{ij}(x)$ показывает правдоподобность того, что действительное значение эффективности портфеля равно x . Мерой неопределенности объекта считается величина $m_{ij}^+ - m_{ij}^-$. Мера

неопределенности включает меру того, что реализуемое значение эффективности будет как ниже, так и выше наиболее реализуемого значения эффективности портфеля. Таким образом, мера неопределенности включает как меру риска, так и меру удачи. Разумно дополнительно к мере неопределенности рассматривать меру риска или $(m_{ij} - \bar{m}_{ij})$.

Эффективность искомого эффективного портфеля \bar{x}_j равна $\bar{R}_j = x_{1j} \cdot R_{1j} + \dots + x_{nj} \cdot R_{nj}$ или

$$\bar{R}_j = (\sum_{i=1}^n x_{ij} \cdot m_{ij}^-, \sum_{i=1}^n x_{ij} \cdot m_{ij}, \sum_{i=1}^n x_{ij} \cdot m_{ij}^+). \quad (3)$$

Наиболее реализуемое значение эффективности портфеля j-го года $\bar{m}_j = \sum_{i=1}^n x_{ij} \cdot m_{ij}$. $\varphi(\bar{R}_j) = \sum_{i=1}^n x_{ij} \cdot (m_{ij}^+ - m_{ij}^-)$ есть мера неопределенности портфеля j-го года, $\omega(\bar{R}_j) = \sum_{i=1}^n x_{ij} \cdot (m_{ij} - m_{ij}^-)$ есть мера риска портфеля j-го года.

Задача оптимизации долей компании на мировых региональных рынках принимает вид:

$$\left\{ \begin{array}{l} \bar{m}_j = \sum_{i=1}^n x_{ij} \cdot m_{ij} - \max_x \\ \varphi(\bar{R}_j) = \sum_{i=1}^n x_{ij} \cdot (m_{ij}^+ - m_{ij}^-) - \min_x \\ \omega(\bar{R}_j) = \sum_{i=1}^n x_{ij} \cdot (m_{ij} - m_{ij}^-) - \min_x \\ \sum_{i=1}^n \delta_{ij} \cdot x_{ij} = \delta_j \\ \alpha_{ij} \leq x_{ij} \leq \beta_{ij} \\ \sum_{i=1}^n x_{ij} = 1 \quad \forall j = 1, \dots, k; x_{ij} \geq 0 \end{array} \right. \quad (4)$$

В решении этой задачи объединены два подхода к толкованию неопределенности: вероятностный и возможностный. Физические объемы рынков описываются вероятностным распределением, а критерий оптимизации носит нечеткий характер. Для того, чтобы рассчитать множество решений задачи (4), оптимальных по Парето, необходимо поочередно оптимизировать каждый из критериев, входящих в задачу. Частные задачи оптимизации критериев решаются применительно к вероятностным распределениям объемов рынка, квот и ограничений снизу. Таким образом, решениями оптимизационных задач являются вероятностные распределения объемов компании на мировых региональных рынках. Численные результаты оптимизации долей компании на рынках Франции и США, соответствующие максимальным значениям эффективности, минимальным значениям неопределенности и риска в виде децилей представлены на рисунках 1, 2.

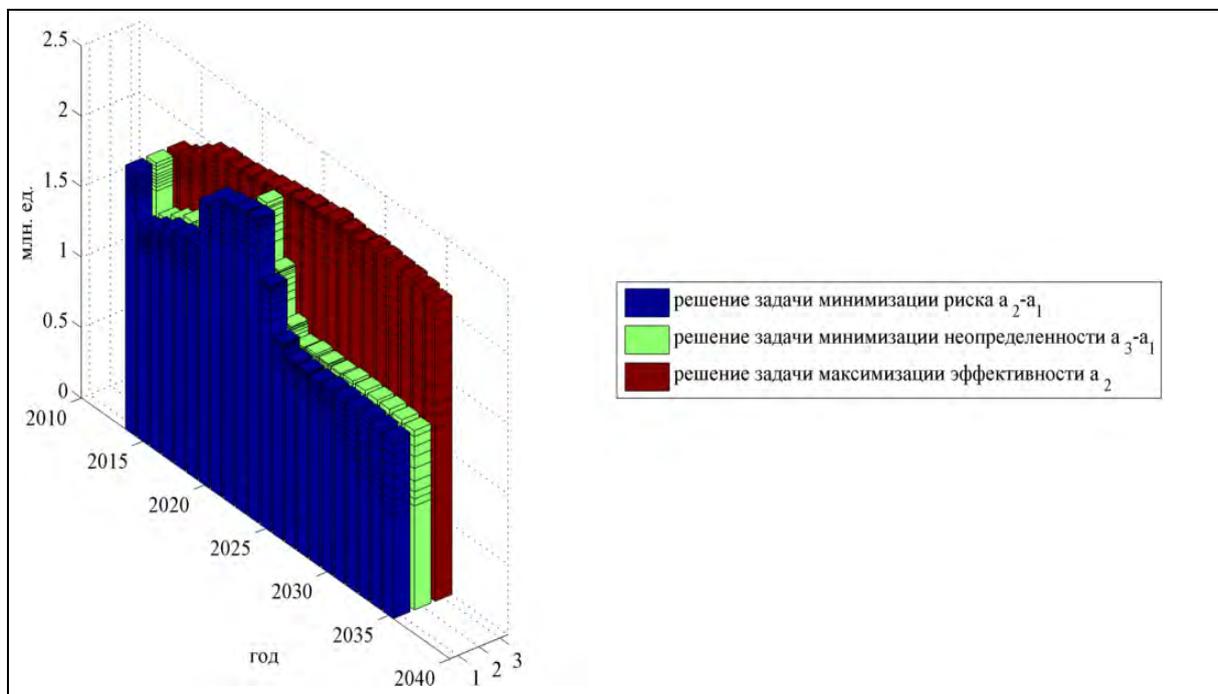
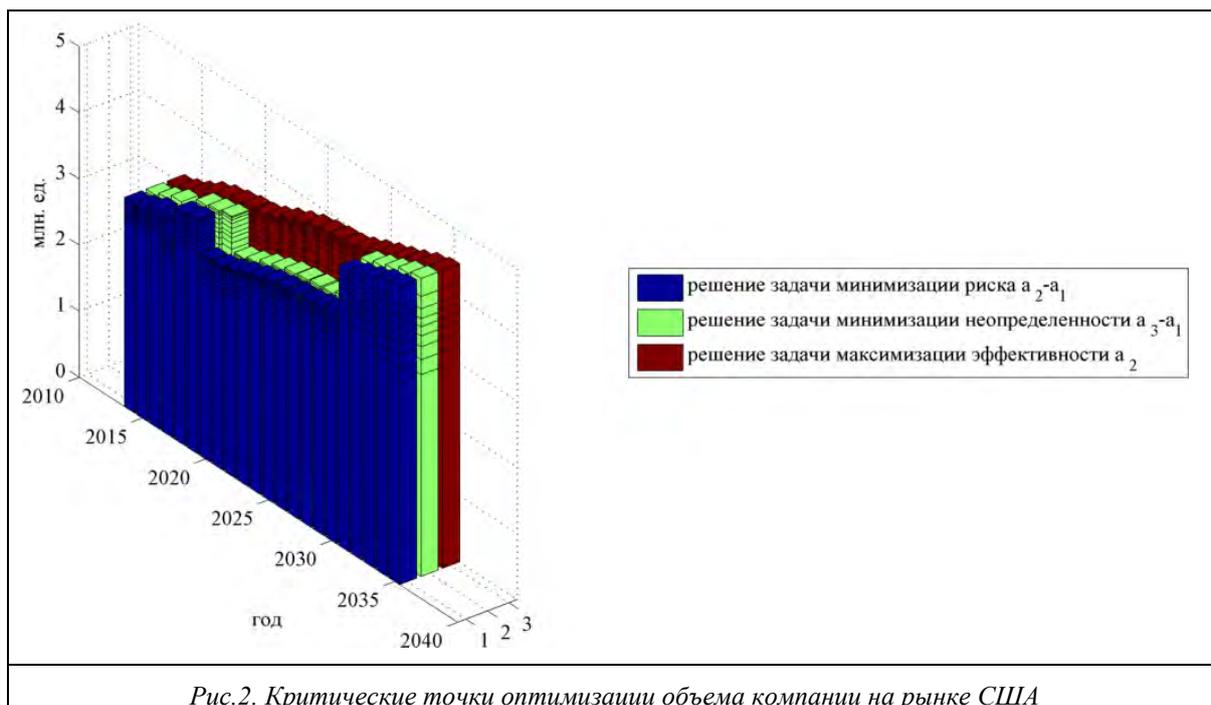
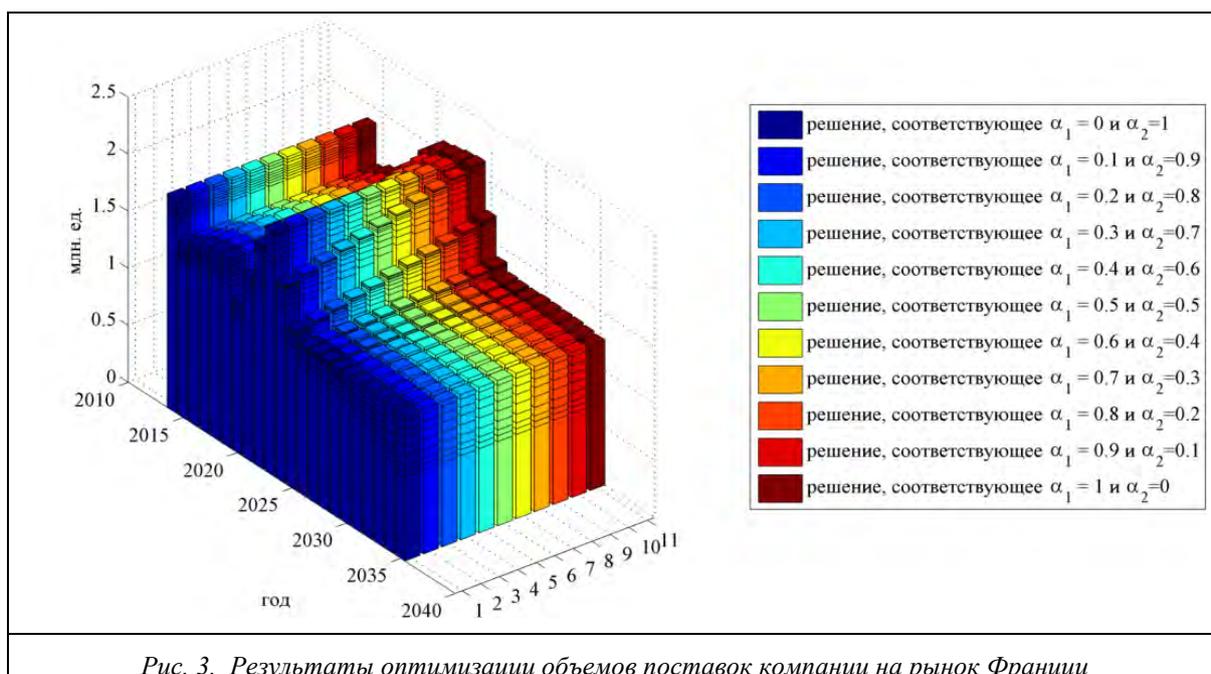


Рис. 1. Критические точки области решений Парето задачи оптимизации объема компании на рынке Франции



Обозначим $\overline{x}_j^{(1)} = (x_{1j}^{(1)}, \dots, x_{nj}^{(1)})^T$ - портфель с максимальным значением эффективности, $\overline{x}_j^{(2)} = (x_{1j}^{(2)}, \dots, x_{nj}^{(2)})^T$ - портфель с минимальным значением меры риска, $\overline{x}_j^{(3)} = (x_{1j}^{(3)}, \dots, x_{nj}^{(3)})^T$ - портфель с минимальным значением меры нечеткости, $\alpha_{1j}, \alpha_{2j}, \alpha_{3j}$ - коэффициенты приоритета критериев в j -ом году, $j = 1, \dots, k$.

Тогда множество оптимальных по Парето решений задачи (4) будет определяться равенством $\vec{x}^* = \alpha_{1j} \cdot \overline{x}_j^{(1)} + \alpha_{2j} \cdot \overline{x}_j^{(2)} + \alpha_{3j} \cdot \overline{x}_j^{(3)}$, $\alpha_{1j} + \alpha_{2j} + \alpha_{3j} = 1$; $0 \leq \alpha_{1j}, \alpha_{2j}, \alpha_{3j} \leq 1, \forall j = 1, \dots, k$, где α_{1j} - коэффициент предпочтения доходности, α_{2j} - коэффициент предпочтения надежности, α_{3j} - коэффициент предпочтения определенности в j -ом году. Некоторые решения задачи оптимизации долей компании на рынке Франции при $\alpha_{3j} = 0$ представлены ниже.



На рисунке 4 представлены численные результаты оптимизации доли компании на рынке США, соответствующие различным значениям коэффициентов предпочтения максимальной эффективности и минимального риска.

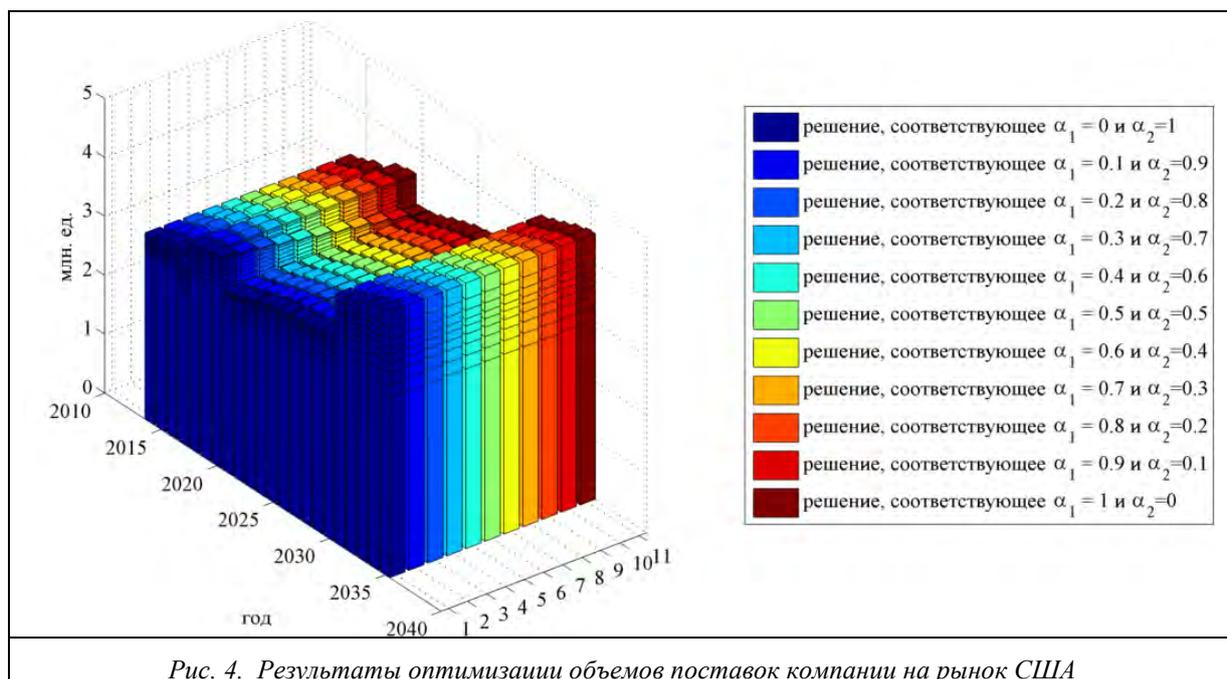


Рис. 4. Результаты оптимизации объемов поставок компании на рынок США

Литература

1. Gupta P., Inuiguchi M., Fuzzy Portfolio Optimization, Berlin: Springer-Verlag, 2014.
2. Markowitz H.M. Portfolio Selection: Efficient Diversification of Investments, New York: John Wiley, 1959.
3. Zadeh L.A. Fuzzy sets // Information and Control. 8 (1). 1965. P. 338–353.
4. Крянев А.В., Лукин Г.В., Удумян Д.К. Метрический анализ и методы обработки данных. М.: Наука, 2012.
5. Крянев А.В., Лукин Г.В. О постановке и решении задач оптимизации инвестиционных портфелей. М.: Препринт МИФИ 006-2001, 2001.

Разработка и верификация модели напорно-безнапорной фильтрации расчетного кода GeRa

Сорокин Д.И., студент 5 курса МФТИ

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: 8-916-878-74-85, эл. почта: sdi091@yandex.ru

1. Введение

Модели напорно-безнапорной фильтрации важны для обоснования безопасности приповерхностного захоронения радиоактивных отходов. С физической точки зрения моделирование насыщенно-ненасыщенной фильтрации было бы наиболее точным, но оно существенно увеличивает время счета, а так влечет проблемы со сходимостью за счет сильной нелинейности. Более того во многих приложениях данные для ненасыщенной модели не известны. Напорно-безнапорная модель рассматривается как упрощенная модель насыщенно-ненасыщенной фильтрации, отражающая основные характеристики этого типа течений.

В ИБРАЭ РАН разрабатывается код GeRa для моделирования транспорта радионуклидов. В рамках этого кода была реализована модель напорно-безнапорной фильтрации и протестирована на задачах имеющих аналитическое решение.

2. Математическая модель

Общий вид уравнений модели насыщенно-ненасыщенной фильтрации [8]:

$$\frac{\partial \theta(h)}{\partial t} - \nabla \cdot q(h) = Q$$

Где:

θ влагосодержание ($\theta = V_{\text{water}}/V_{\text{medium}}$), [-]

S насыщенность ($\theta = \epsilon S$), [-]

ϵ пористость, [-]

$h = \psi + z$, гидравлический напор, [L]

$K(h)$ тензор проницаемости, [L/T]

ψ давление, ($\psi > 0$ насыщенная среда, $\psi \leq 0$ ненасыщенная среда), [L]

S_0 коэффициент, отражающий сжимаемость породы ($S_0 \ll \epsilon$)

$q(h)$ – фильтрационный поток

Рассмотрим ячейку расчетной сетки (рисунок 1).

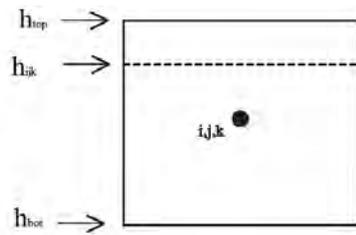


Рис. 1. Ячейка расчетной сетки

Если ячейка не до конца заполнена жидкостью, то изменение жидкости в ней пропорционально пористости: $\partial \theta / \partial t = \varepsilon / (h_{\max} - h_{\min}) (\partial h / \partial t)$. Если же ячейка до конца заполнена жидкостью, то изменение влагосодержания происходит из-за сжимаемости породы: $\partial \theta / \partial t = S_0 \partial h / \partial t$

Считая, что поток описывается законом Дарси: $q(h) = K_s \nabla(h)$, а так же учитывая разделение области на полностью осушенную и полностью заполненную зоны получим: $q(h) = K_s h / (h_{\max} - h_{\min}) \nabla(h)$

Таким образом, приходим к уравнению:

$$S(h) \frac{\partial h}{\partial t} - K_s K_r(h) \nabla h = Q$$

Где:

$S(h)$ емкостный коэффициент

$K_s(h)$ коэффициент фильтрации при насыщении

$K_r(h)$ переменная часть коэффициента фильтрации ($0 < K_r \leq 1$)

h_{top} высота верхней границы ячейки расчетной сетки

h_{bot} высота нижней границы ячейки расчетной сетки

Зависимости $S(h)$ и $K_r(h)$ получились следующие:

$$K_r(h) = \begin{cases} 1 & \text{при } h > h_{\text{top}}, \\ \frac{h - h_{\text{bot}}}{h_{\text{top}} - h_{\text{bot}}} & \text{при } h_{\text{bot}} \leq h \leq h_{\text{top}}, \\ 0.01 & \text{при } h < h_{\text{bot}}, \end{cases} \quad S(h) = \begin{cases} S_{\text{stor}} & \text{при } h \geq h_{\text{top}}, \\ S_{\text{s.y.}} & \text{при } h_{\text{bot}} < h < h_{\text{top}}, \\ 0.01 & \text{при } h \leq h_{\text{bot}}. \end{cases}$$

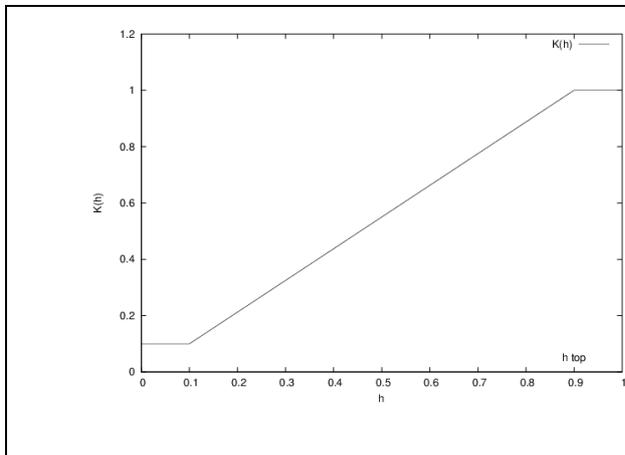


Рис. 2. Зависимость коэффициента фильтрации от напора

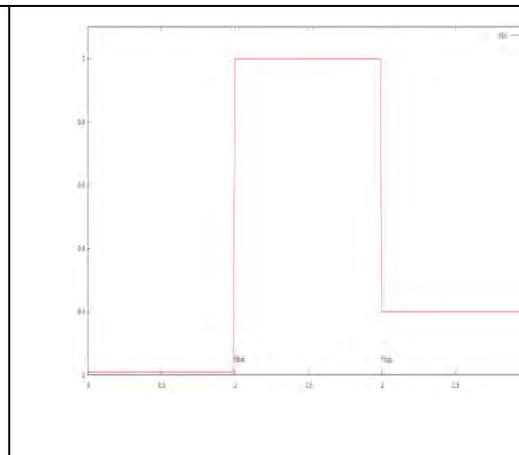


Рис. 3. Зависимость емкостного коэффициента от напора

Коэффициенты $K_r(h)$ и $S(h)$ в области $h < h_{\text{bot}}$ отличны нуля для лучшей сходимости численного метода.

3. Численное решение

Для дискретизации по пространству использовался метод конечных объемов (МКО). Для решения можно выбрать один из трех реализованных в Gera МКО:

Двухточечная схема

О-схема

Нелинейная схема

Для дискретизации по времени использовалась двухточечная явная схема. Полученная нелинейная система (нелинейность в $K_f(h)$) решалась методом простой итерации.

4. Фильтрация через дамбу

Важным граничным условием для задач напорно-безнапорной фильтрации является условие просачивания (или условие дренажа). Оно ставится следующим образом: если уровень грунтовых вод (h) ниже центра грани ячейки (z), то поток через эту грань равен нулю. Если же уровень выше центра ячейки, то ставится граничное условие первого рода $h = z$. Данная задача является одним из примеров для тестирования кода `modflow` [7].

Вид области и граничные условия показаны на рисунке [4]. Задача решалась в квазидвумерной области размерами 10×10 м. На левой границе установлено условие $h = 10$ м, на правой выше двух метров установлена дамба, а ниже установлено граничное условие первого рода $h = 2$ м. Задача решалась в стационарной постановке. Решение, полученное с помощью программы `modflow`, сравнивалось с решением, полученным с помощью `GeRa`.

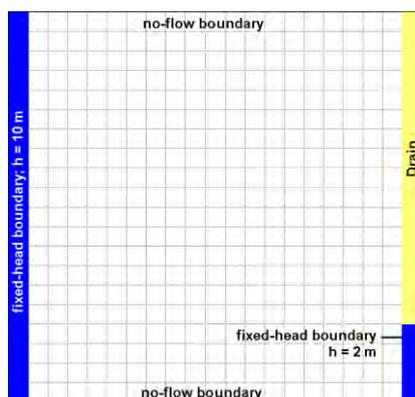


Рис. 4. Расчетная область и граничные условия задачи о дамбе

На рисунке [5] показано сравнение решений рассчитанных с помощью `GeRa` и `Modflow`. Решение `modflow` показано черными изолиниями, `GeRa` - цветными. Видно, что решение `GeRa` хорошо отражает качественные характеристики течения.

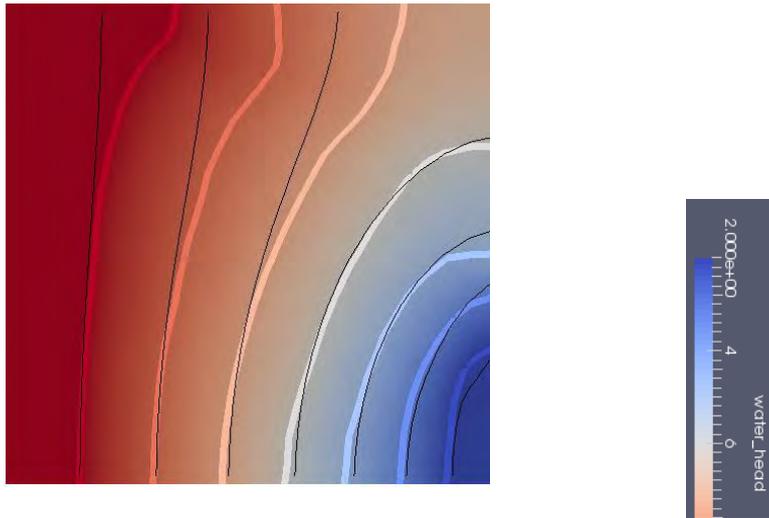


Рис. 5. Сравнение напоров рассчитанных GeRa и Modflow

5. Заключение

Модель напорно-безднапорной фильтрации реализована и протестирована в рамках кода GeRa. Также в рамках кода GeRa реализовано и протестировано граничное условие просачивания. Показано хорошее совпадение с расчетами по коду Modflow.

Литература

1. Шестаков В.М. Гидрогеодинамика. М.: Изд-во КД МГУ, 2009.
2. Г.И. Баренблатт, В.М. Ентов, В.М. Рыжик “Теория нестационарной фильтрации жидкости и газа”, издательство “Недра” Москва 1972.
3. Aavatsmark I., Barkve T., Bøe 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.
4. Куранов Н.П. Прогноз формирования верховодки на непроницаемых и слабопроницаемых породах. Сб. «Прогноз подтопления и проектирование мероприятий по его предотвращению». М., ВНИИ ВОДГЕО, 1986.
5. MODFLOW-2005, The U.S. Geological Survey Modular Ground - Water Model-the Ground - Water Flow Process.
6. Allen F. Moench and Thomas A. Prickett “Radial flow in infinite aquifer undergoing conversion from artesian to water table conditions”
7. Processing Modflow, Simcore Software, July 5, 2012
8. Diersch, H.-J.G., FEFLOW ,Reference manual, DHI-WASY Software,Berlin,2011

Текущее состояние разработки нейтронно-физического кода DN3D в составе интегрального комплекса ЕВКЛИД/V1

Стаханова А. А., инженер ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к. т. н., внс ИБАЭ РАН, Васекин В. Н.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-24-52, эл. почта: stahanova@ibrae.ac.ru

Введение

Интегральный комплекс ЕВКЛИД/V1 [1] разрабатывается в ИБРАЭ РАН для расчёта различных режимов работы РУ на быстрых нейтронах с натриевым, свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями. В работе 2014 года, представленной на ШМУ XV [2] было приведено описание моделей физических моделей, расчетных схем и вычислительных схем алгоритмов, реализованных в диффузионной опции нейтронно-физического кода DN3D в составе интегрального комплекса ЕВКЛИД/V1. Представлены результаты первого этапа тестирования и верификации интегрального комплекса ЕВКЛИД/V1 в части моделирования эксплуатационных и аварийных режимов РУ типа БРЕСТ.

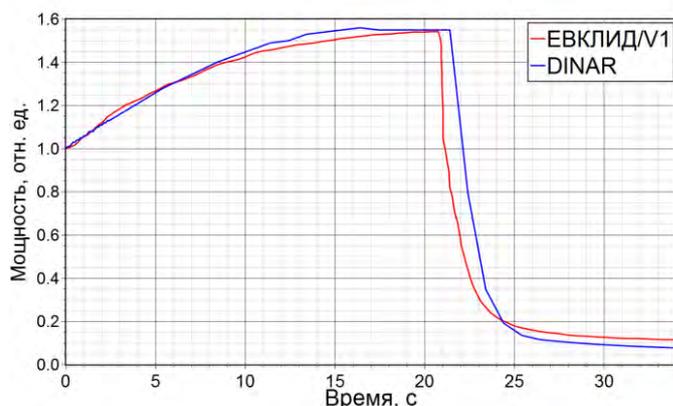
В данной работе представлены результаты работ, выполненных в плане доработки физических моделей, расчетных схем и вычислительных алгоритмов нейтронно-физического кода DN3D с учетом результатов первого этапа тестирования и верификации с кодом DINAR [3] и с учетом замечаний проектной организации по результатам опытной эксплуатации. Приведены результаты расчетного моделирования некоторых режимов РУ типа БРЕСТ, пробные расчёты РУ БН и краткое описание изменений, внесённых в код.

Кросс-верификация с кодом DINAR

Для кросс-верификации с кодом DINAR было выбрано два стационарных и три переходных режима РУ БРЕСТ, полные результаты работ, а также описание нодализационных схем и подробное описание режимов доступны в [4]. В данной работе будут приведены результаты по следующим переходным режимам: самоход АР, отключение одного ГЦН, отключение двух ГЦН. Ниже будет приведено краткое описание переходных режимов и результаты расчётов. В качестве исходного состояния РУ при моделировании всех трёх переходных режимов используется критическое состояние на номинальном уровне мощности.

Самоход АР

Рабочая группа стержней АР (3 стержня) начинает выводиться из активной зоны со скоростью 3,67



см/с. При извлечении стержней АР происходит увеличение мощности, при этом моделируется пропуск сигнала «превышение мощности на 20%», что приводит к увеличению мощности примерно в 1,5 раза и срабатыванию АЗ по достижению уставки - температура теплоносителя на выходе а.з. 600 °С. На рисунке 1 приведены графики изменения мощности во времени для кодов ЕВКЛИД/V1 и DINAR. Расхождения могут быть связаны с различиями используемых свойств теплоносителя и материалов.

Рис. 1. Изменение мощности при самоходе стержней АР

Отключение одного ГЦН на номинальной мощности

Краткое описание данного переходного процесса: расход отключенного ГЦН снижается до нуля; активируется режим БУСМ-1: АР осуществляет управляемое снижение мощности реактора до 70%. На рисунках 2 и 3 приведены графики изменения во времени полной мощности реактора в отн. ед. и реактивности для кодов ЕВКЛИД/V1 и DINAR. Результаты расчётов находятся в хорошем соответствии.

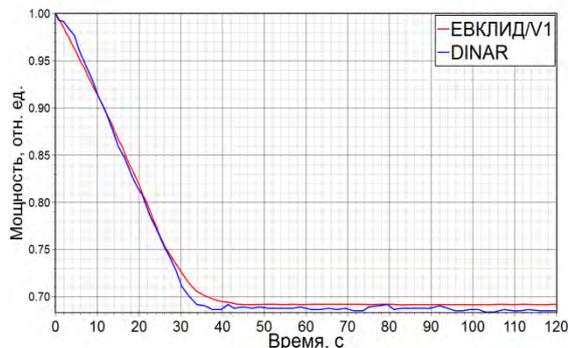


Рис. 2. Изменение мощности при отключении одного ГЦН

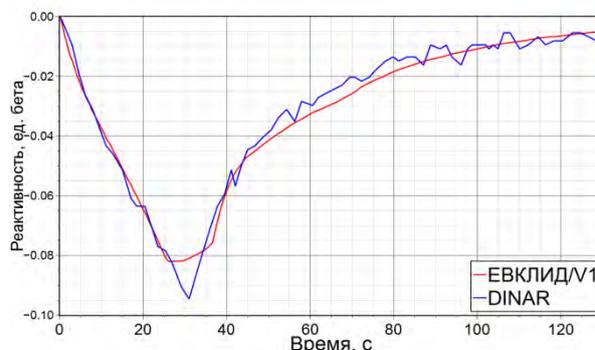


Рис. 3. Изменение реактивности при отключении одного ГЦН

Отключение двух ГЦН на номинальной мощности

Краткое описание данного переходного процесса: расход отключенного ГЦН снижается до нуля; активируется режим БУСМ-1: АР осуществляет управляемое снижение мощности реактора до 40%. На рисунках 4 и 5 приведены графики изменения во времени полной мощности реактора в отн. ед. и реактивности для кодов ЕВКЛИД/V1 и DINAR. Результаты расчётов находятся в удовлетворительном согласии друг с другом.

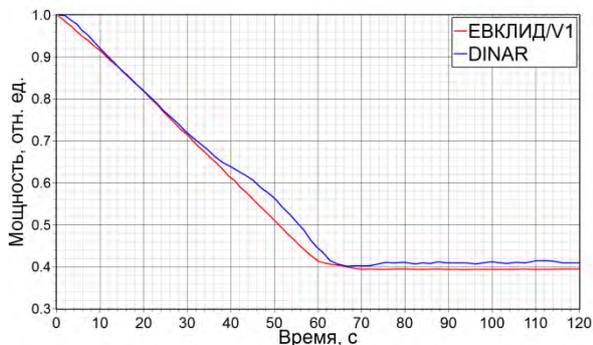


Рис. 4. Изменение мощности при отключении двух ГЦН

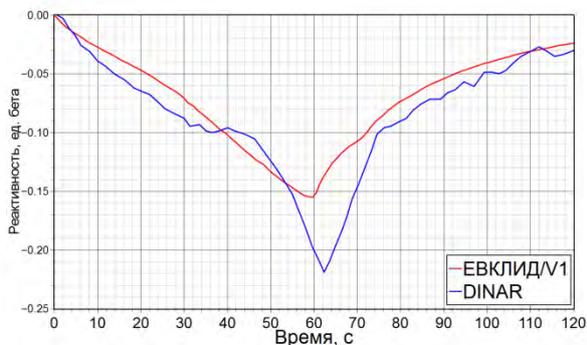


Рис. 5. Изменение реактивности при отключении двух ГЦН

Изменения в коде

С учетом результатов первого этапа тестирования и верификации интегрального комплекса ЕВКЛИД/V1 были выполнены работы по тестированию и корректировке алгоритмов расчета интегральных параметров в части расчета эффективной доли запаздывающих нейтронов и реализации корректной и последовательной процедуры нормировки форм-функции потока нейтронов.

С учетом замечаний проектной организации были выполнены работы по расширению перечня рассчитываемых параметров и характеристик, важных для безопасности, включая:

- расчет парциальных вкладов в реактивность
- расчет соответствующих коэффициентов реактивности
- оперативного запаса реактивности (ОЗР)
- интегральной и дифференциальной эффективности функциональных групп стержней СУЗ
- алгоритм выбора наиболее эффективного стержня АЗ

Были учтены следующие парциальные вклады в реактивность:

- изменению температуры топлива (Допплер эффект)
- аксиальной деформации топливного столба
- полному вкладу в реактивность, связанному с изменением температуры топлива
- изменению температуры теплоносителя
- полному вкладу в реактивность, связанному с изменением плотности теплоносителя

В основе алгоритмов расчета перечисленных выше вкладов в реактивность лежит определение полной реактивности, которую можно представить как сумму парциальных вкладов.

В код был внесен ряд изменений, связанный с необходимостью рассчитывать различные типы РУ (БН и БРЕСТ), а также экспериментальные установки (БФС). Для этого код должен быть в определённой степени универсальным.

Была полностью изменена часть, касающаяся обработки картограммы загрузки, теперь картограмма может быть произвольной формы. Были введены неравномерные сетки. Изменена процедура пересчёта констант в СУЗах для неравномерных сеток. Внесены поправки в расчёт различных вкладов реактивности и добавлены новые её составляющие. Добавлена процедура расчёта эффективности СУЗ, как каждого по отдельности, так и групп. Были внесены некоторые изменения в структуры входного файла, добавлено задание значений по умолчанию и написана диагностика для части параметров входного файла.

Моделирование режима падение АЗ-П в реакторе БН-600

Данный расчёт был выполнен в рамках верификации кода ЕВКЛИД/V1 на экспериментальных режимах РУ БН-600. Подробное описание режима и нодализационных схем приведено в [4]. Краткое описание режима: реактор находится на мощности 100% от номинальной. Исходным событием является начало сброса АЗ-П. Ввод АЗ-П осуществляется до нижнего концевика и приводит к снижению мощности реактора до 64% от номинальной. Движение регулирующихборок АР-1 и АР-2 заблокировано. По внесённому эффекту реактивности оценивается эффективность стержня АЗ-П. Целью расчёта было сравнить экспериментальную и расчётную эффективность АЗ-П. В данной работе результаты расчёта данного режима (таблица 1) приводятся с целью демонстрации работоспособности внесённых в нейтронно-физический код изменений, которые позволяют рассчитывать не только РУ БРЕСТ, но и РУ БН. (данный расчёт «падение АЗ-П» был проведён сотрудником лаборатории №74 Дмитрием Ивченко).

Таблица 1. Сравнение экспериментальной и расчётной эффективностей АЗ-П на начало 52 МКК

Эксперимент, % $\Delta k/k$	ГЕФЕСТ, % $\Delta k/k$	ЕВКЛИД (DYNA), % $\Delta k/k$	Е/Э, %	Г/Э, %
0,219	0,222	0,201	8,2	9,5

Режим самохода АР для РУ БРЕСТ. Расчёт составляющих реактивности

Исходным состоянием для режима самохода является критическое состояние на 100% уровне мощности. Группа АР, в критической состоянии введённая на половину хода, в переходном режиме выводится из активной зоны со скоростью 3,67 см/с. По достижении мощностью уровня 120% от номинального, срабатывает сигнал на сброс АЗ, и стержни АЗ с максимальной скоростью 22 см/с вводятся в активную зону. Этот режим для РУ БРЕСТ уже не раз был представлен в различных отчётах и докладах, в данной работе он используется с целью показать расчёт различных вкладов в реактивность. На рисунке 6 представлены графики изменения во времени реактивности и различных вкладов, таких

как: вклад по температуре топлива, по температуре теплоносителя, от СУЗ, от эффекта Допплера и от аксиального расширения.

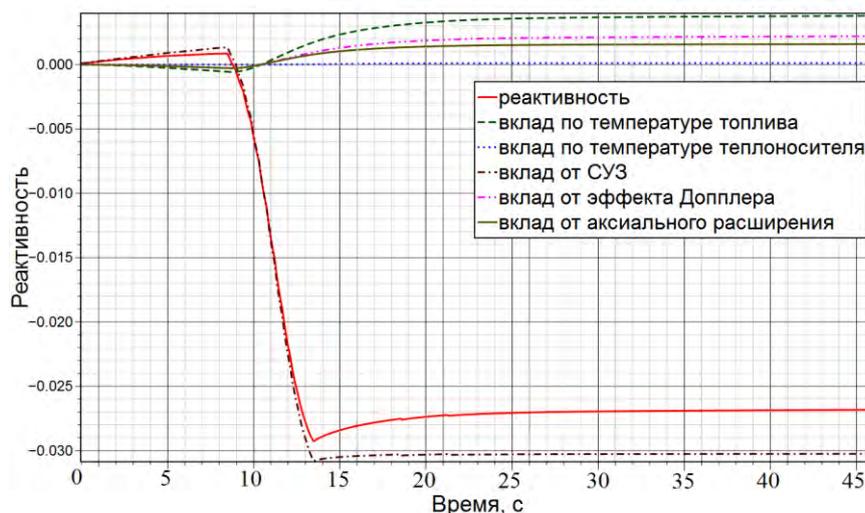


Рис. 6. Изменение во времени реактивности и различных составляющих реактивности для режима самохода АР

Заключение

В данной работе были представлены некоторые результаты работы над нейтронно-физическим кодом интегрального комплекса ЕВКЛИД/V1. Были приведены результаты кросс-верификации с кодом DINAR, результаты кросс-верификации удовлетворительные, но, разумеется, требуют дальнейшего детального рассмотрения, с целью улучшения. Также будет проводиться дальнейшая работа по расчёту различных режимов РУ БРЕСТ.

В код был внесён ряд изменений, которые были кратко описаны в докладе. Приведены некоторые результаты расчётов обновлённой версией кода – моделирование падения АЗ-П в реакторе БН-600 и показаны результаты расчётов различных составляющих реактивности в режиме самохода АР для РУ БРЕСТ.

Литература

1. 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. В.Н. Васекин, А. А. Стаханова. Нейтронно-физический код DYNA-IBRAE в составе интегрального комплекса ЕВКЛИД/V1. XV Школа молодых учёных ИБРАЭ РАН, сборник докладов, 2014 г.
3. Подготовка руководства пользователя кода DINAR. Подготовка руководства программиста и руководства по моделям кода DINAR в части теплогидравлических моделей первого (вне активной зоны) и второго контуров» // Отчет ОАО «НИКИЭТ», инв. 213-168-97-81 – 2012 г.
4. «Разработка интегрированных систем кодов нового поколения для разработки и обоснования безопасности ядерных реакторов, проектирования атомных электростанций, создания технологий и объектов ядерного топливного цикла. Этап 2014-2016 годов» // Отчет ИБРАЭ РАН, УДК 621.039.51

Разработка геофильтрационно-геомиграционной модели приповерхностного пункта захоронения ТРО в районе размещения ОАО «УЭХК»

Сускин В.В., аспирант 1 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н. доц. МГУ им. М. В. Ломоносова Расторгуев А.В.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

С появлением новых, более мощных программных пакетов, позволяющих моделировать геофильтрацию и геомиграцию, возникает необходимость повысить точность существующих моделей, а зачастую – построения новых моделей полигонов и пунктов захоронений различного вида радиоактивных отходов.

Не исключением является и приповерхностный пункт захоронения твёрдых радиоактивных отходов (ТРО) в районе размещения ОАО «Уральского электрохимического комбината» (Новоуральского ППЗРО ФГУП «НО РАО», далее просто ППЗРО). Возникла необходимость создания новой, более точной модели ППЗРО для понимания возможного распространения ТРО в геологической среде в случае попадания их в подземные воды. Предыдущая модель ППЗРО была создана с помощью программного пакета Ecologo 6.3, в котором используется метод камерного моделирования для представления миграции и поведения радионуклидов в окружающей среде. В этой программе не существует каких-либо встроенных математических моделей для описания процессов.

В административном отношении ППЗРО граничит с г. Новоуральск Свердловской области. Город Новоуральск расположен на юго-западе Свердловской области в горно-лесистой части восточных склонов Уральского хребта, в верховьях реки Нейвы, на берегу Верх-Нейвинского пруда, в 67 км севернее Екатеринбурга. Граничит на севере – с Кировградом, на востоке – с Невьянском, на юге – с Первоуральском, на западе – с Первоуральском и Кировградом. Участок размещения ППЗРО расположен в 2,5 км на юго-запад от Нейво-Рудянского водохранилища, в 4,7 км на юго-восток от Верх-Нейвинского водохранилища. Оба водохранилища образованы плотинами в пойме р. Нейвы.

ППЗРО предназначен для приповерхностного захоронения твердых радиоактивных отходов. ТРО захораниваются в контейнерах типа НЗК-МР с послойным заполнением в хранилище в 5 ярусов.

Подготовкой к созданию модели являлся сбор информации и создание единой базы данных по бурению на территории ППЗРО. Для этого были подняты различные карты (топографическая, геологическая, инженерно-геологическая, гидрогеологическая) по данной территории в Росгеолфонде. Также были учтены карты с расположением скважин, предоставленные НО РАО, и создана единая таблица с буровыми данными.

Исследуемая территория расположения ППЗРО принадлежит к Уральской сложной гидрогеологической складчатой области (УСГСО), и необходимой для построения модели карты гидроизогипс не существует, ввиду невозможности её отрисовки из-за сложного строения территории, представляющей собой массив скальных пород с разной степенью трещиноватости. Поэтому перед построением модели необходимо было получить карту гидроизогипс территории ППЗРО для понимания поведения потока и выделения границ будущей модели. Решение этой задачи осуществлялось методом аналитических элементов с помощью программного пакета GFLOW [1].

GFLOW позволяет рассчитать структуру потока (карту гидроизогипс и линии тока) на основании некоторого набора данных. В данном конкретном случае для расчетов аналитическим методом задавалась речная система (плюс варьировалась величина сопротивления рек непосредственно вблизи Нейво-Рудянского водохранилища), мощность и коэффициент фильтрации слоя трещиноватых пород, величина инфильтрационного питания для всей расчетной области аналитической модели и для области непосредственно приповерхностного пункта (утечки). Также были заданы данные по скважинам для сравнения полученных результатов моделирования с результатами наблюдений в наблюдательных скважинах.

Расчёты аналитическим методом проводились на основе следующих параметров:

- мощность трещиноватой зоны – 50 и 90 м,
- коэффициент фильтрации – 0,3 и 3 м/сут,
- инфильтрационное питание всей расчётной области – 0,00007 и 0,0001 м/сут,
- инфильтрационное питание непосредственно приповерхностного пункта (утечки) – 0,001 и 0,1 м/сут,
- сопротивление рек непосредственно вблизи водохранилища – 0,1 и 10000 сут.

Для построения аналитической модели необходимо обоснование вышеперечисленных параметров по территории ППЗРО. В частности, величины мощности и коэффициента фильтрации водоносного слоя были взяты на основе фондовых данных. Для этого был задействован отчёт по водоснабжению прилегающей территории (д. Починок), взятый в Росгеолфонде. Величины параметра инфильтрационного питания были высчитаны исходя из карты подземного стока, также взятой в Росгеолфонде. Параметры инфильтрационного питания приповерхностного пункта и сопротивления рек были взяты из соображений консервативной оценки.

В результате, на основе метода аналитических элементов и программы GFLOW были проведены расчёты, в которых варьировали пять параметров (всего 32 варианта). Таблица вариантов соотношения параметров представлена ниже.

Таблица 1. Варианты, которые были просчитаны в аналитической модели

М	Параметры			№ варианта
	К	I	i c	
M1 50	K1 0,3	I1 0,00007	1 1	1
			2 1	2
			1 2	3
			2 2	4
		I2 0,0001	1 1	5
			2 1	6
			1 2	7
			2 2	8
	K2 3	I1 0,00007	1 1	9
			2 1	10
			1 2	11
			2 2	12
		I2 0,0001	1 1	13
			2 1	14
			1 2	15
			2 2	16
M2 90	K1 0,3	I1 0,00007	1 1	17
			2 1	18
			1 2	19
			2 2	20
		I2 0,0001	1 1	21
			2 1	22
			1 2	23
			2 2	24
	K2 3	I1 0,00007	1 1	25
			2 1	26
			1 2	27
			2 2	28
		I2 0,0001	1 1	29
			2 1	30
			1 2	31
			2 2	32

М-мощность, К-коэффициент фильтрации, I-инфильтрационное питание всей области, i-инфильтрационное питание территории приповерхностного пункта, с-сопротивление реки. i1=0,1; i2=0,001; c1=0,1; c2=10000.

В результате аналитическим методом удалось получить 32 варианта картины напоров (гидроизогипсы) и линий тока на территории ППЗРО и на прилегающей территории. Линии тока показывали направление движения подземных вод при том или ином варианте. Просуммировав 32 варианта, была выделена область распространения линий тока. На основе этой области была выделена граница геофильтрационно-геомиграционной модели. На рисунке 1 можно видеть гидроизогипсы и линии тока, которые показывают направление движения подземных вод (один из вариантов). На основании всех картин напоров можно сделать вывод, что при утечке радиоактивных отходов, распространение их будет, главным образом, на северо-восток, в сторону Нейво-Рудянского водохранилища.

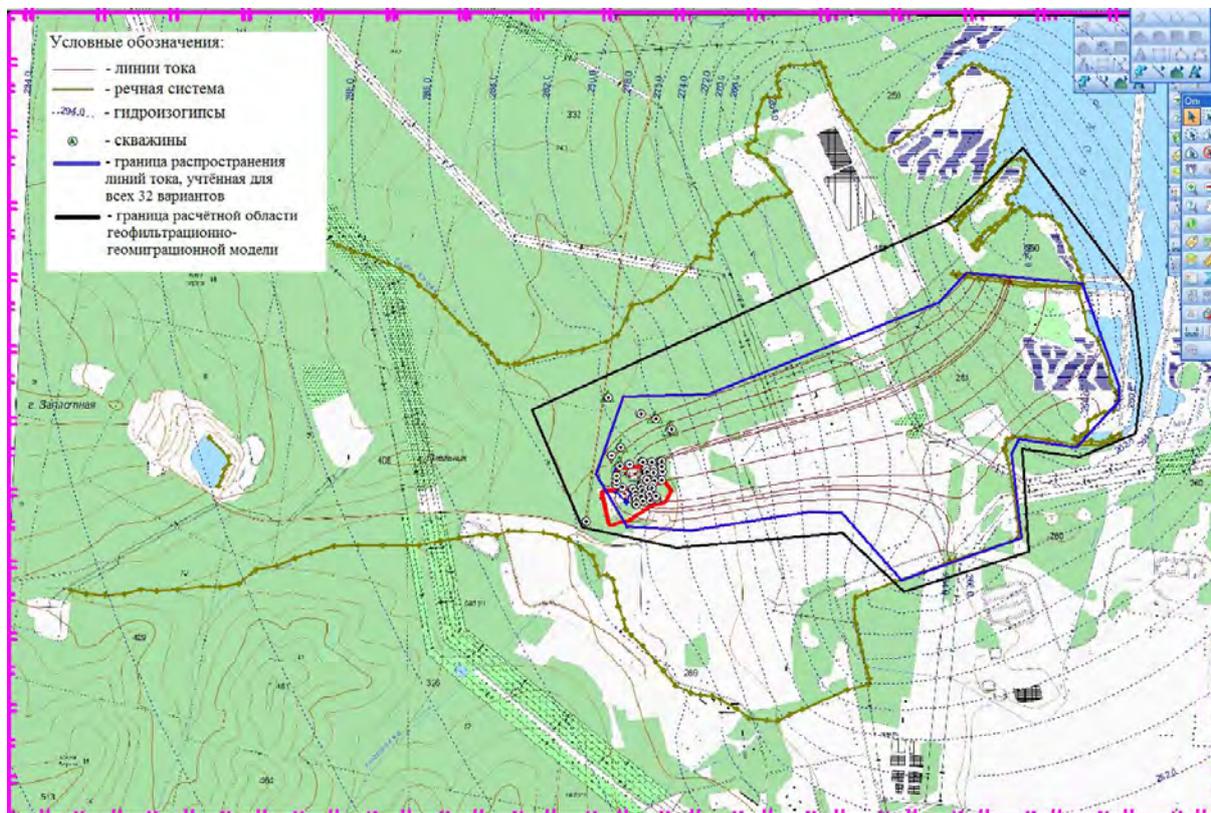


Рис.1. Гидроизогипсы на территории размещения ППЗРО и линии тока, указывающие направление движения подземных вод.

Расчёты, выполненные методом аналитических элементов, позволили оценить размеры расчётной области для последующей реализации модели геомиграции. Модель геомиграции для ППЗРО создавалась в программном комплексе GeRa, разработанном в ИБРАЭ РАН. Преимущество использования этого комплекса, по сравнению с Ecolego 6.3 в том, что GeRa позволяет проводить геофильтрационные и геомиграционные расчёты на основании различных математических моделей. В данном случае рассматривались два сценария – стационарный (моментальное поступление отходов в подземные воды) и нестационарный (постепенное поступление и миграция). В части массопереноса рассматривались адвекция, диффузия и дисперсия.

Литература

1. Haitjema H.M. «Analytic element modeling of groundwater flow». San Diego: Academic Press, 1995

Результаты экспериментального и расчетного определения гидродинамических и теплопереносных характеристик пучка стержней с дистанционированием «ребро по ребру»

Фомичев Д.В., инженер 1-ой кат., АО «НИКИЭТ»

тел.: (499) 763-04-32, эл. почта: fomichev@nikiet.ru

1. Введение

Исследование гидродинамических и теплопереносных характеристик пучков стержней тепловыделяющих сборок (ТВС) реакторной установки (РУ) является одной из ключевых задач обоснования работоспособности и теплотехнической надежности как конструкции ТВС, так и активной зоны реактора, в целом.

В активной зоне реакторной опытно-демонстрационной установки БРЕСТ-ОД-300 [1] со свинцовым теплоносителем используются ТВС с вариантом дистанционирования твэлов «ребро по ребру». Существующие теоретические и экспериментальные данные по гидравлическим и тепломассопереносным характеристикам пучков твэлов (гладких и с навивкой) [2, 3] имеют ограниченный диапазон применимости по следующим параметрам: по способу дистанционирования, относительному шагу расположения твэлов S/d , относительному шагу навивки T/d , а также по числам Рейнольдса Re , характерных для ТВС РУ БРЕСТ-ОД-300. Поэтому актуальным является получение новых экспериментальных данных и проведение численного моделирования течения в пучке стержней, дистанционированных двухзаходной трапециевидной навивкой, с целью уточнения его характеристик и верификации расчетных CFD-кодов.

2. Экспериментальная ТВС

В МГТУ им. Н.Э. Баумана была разработана 37-ми стержневая экспериментальная ТВС, геометрически подобная рабочим ТВС центральной (ЦЗ) подзоны активной зоны РУ БРЕСТ-ОД-300. Пучок стержней-имитаторов твэлов ограничен чехлом шестигранного поперечного сечения с внутренним размером "под ключ", равным 173 мм. Во входном сечении стержни фиксированы нижней опорной решеткой, в выходном – решеткой-кондуктором. Обе решетки имеют массив отверстий для прохода модельного теплоносителя, в качестве которого выбран воздух. Длина стержней равняется 1040 мм, выполнены в масштабе $\sim 2:1$ по отношению к штатной полноразмерной ТВС. Дистанционирование стержней обеспечивается двухзаходной трапециевидной навивкой по типу «ребро по ребру».

Геометрическая модель экспериментальной ТВС (ЦЗ) представлена на рисунке 1.

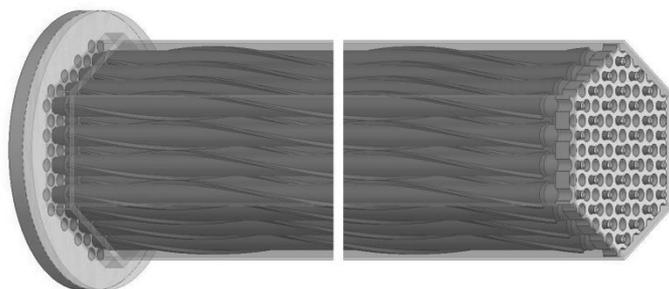


Рис. 1. Геометрическая модель экспериментальной ТВС (ЦЗ)

Поток воздуха во входном сечении формируется концентрическими конфузорами, разделяющие поток на центральный и периферийный. Центральный поток имеет возможность подогрева, и обеспечивает подачу воздуха в 6 центральных каналов пучка стержней.

Основные геометрические параметры модели экспериментальной ТВС (ЦЗ) приведены в таблице 1.

Таблица 1. Геометрические параметры модели экспериментальной ТВС (ЦЗ)

Параметр	Обозначение	Значение
Наружный диаметр стержня-имитатора твэла, мм	d	20,81
Высота трапецевидной навивки, мм	h_0	3,38
Шаг расположения стержней-имитаторов твэлов, мм	S	27,57
Шаг навивки дистанционирующей проволоки, мм	T	429
Длина стержня-имитатора твэла, мм	L	1040
Относительный шаг расположения стержней- имитаторов твэлов	S/d	1,33
Относительный шаг трапецевидной навивки	T/d	20,6
Гидравлический диаметр регулярной ячейки (проходного сечения пучка стержней без учета чехла), мм	$d_{г\text{яч}}$	17,37
Гидравлический диаметр модели (проходного сечения пучка стержней с учетом чехла), мм	$d_{г\text{мод}}$	14,34

При проведении экспериментальной работы измерялись избыточное статическое давление $p_{ст}$ в 19 точках в причехловой области по высоте макета ТВС, расположенных между двумя соседними периферийными стержнями, а также распределение продольной компоненты скорости и температуры, в зазорах между рядами стержней. Полученные результаты применены для верификации расчетных моделей.

3. Расчетная модель

Расчетная модель, включает подводящий участок, пучок стержней и зону истечения потока из макета. Для одного из режимов течения в макете ТВС ЦЗ ($Re = 6,08 \cdot 10^5$), реализованного экспериментально, выполнено численное моделирование с использованием CFD-пакета ANSYS Fluent 15.0.

Применена стандартная процедура построения полиэдральной расчетной сетки с размерами ячеек в пристенной области, соответствующие безразмерному расстоянию $y^+ = 1$. Это позволяет использовать низкорейнольдсовы модели турбулентности: стандартную $k-\epsilon$ и SST $k-\omega$ модели. Выбор данных моделей для анализа течения в пучке стержней подобной геометрии обоснован в [4]. Результаты анализа сеточной сходимости (по коэффициенту гидравлического сопротивления) позволил ограничить количество расчетных ячеек модели величиной 10^8 . Фрагмент расчетной сетки расчетной модели экспериментальной ТВС (ЦЗ) показаны на рисунке 2.

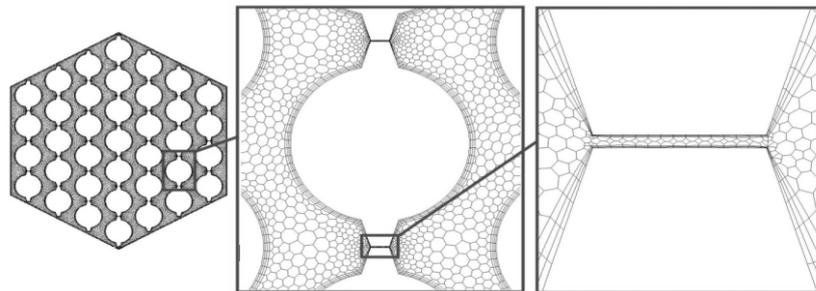


Рис. 2. Фрагмент расчетной сетки

В расчетной модели макета ТВС заданы следующие граничные условия: равномерное распределение массового расхода по входным сечениям центрального и периферийного подводов модельного теплоносителя ($G_{\text{вход ц}} = 0,0883 \text{ кг / с}$, $G_{\text{вход пер}} = 0,736 \text{ кг / с}$) и постоянство статического давления потока в выходном сечении макета ТВС ($p_{ст\text{ выход}} = 0 \text{ Па}$). Температуры потока во входных сечениях центрального и периферийного подводов были приняты равными: $T_{ц} = 55 \text{ }^\circ\text{C}$ и $T_{пер} = 30 \text{ }^\circ\text{C}$. Граничные условия на твердых стенках определены адиабатическими условиями и условием прилипания.

4. Результаты

Результаты экспериментального и расчетного определения избыточного статического давления, полученные по двум моделям турбулентности для течения в макете ТВС (ЦЗ), приведены на рисунке 3.

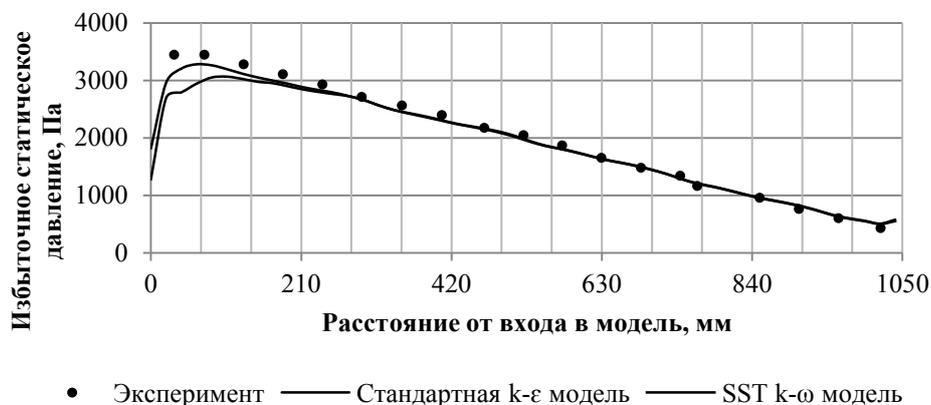


Рис. 3. Распределение избыточное статическое давление по высоте макета ТВС

Особенностью распределения статического давления по высоте пучка стержней является наличие зоны восстановления давления на участке течения за нижней опорной решеткой. Стандартная k-ε модель лучшим образом описывает данную область, чем k-ω SST модель. Кроме того, падение статического давления в пучке стержней содержит периодическую составляющую с периодом 1 / 6 шага навивки ребер, при этом амплитуда изменения давления не превышает 5 % от среднего значения давления. По представленному распределению статического давления участок стабилизации течения определяется величиной, равной ~ 1 / 4 шага навивки.

Локальное распределение скорости модельного теплоносителя в зазоре между стержнями, прилежащими к центральному, приведено на рисунке 4. Количество и расположение локальных максимумов соответствует положению проходных отверстий опорной решетки и стержней.

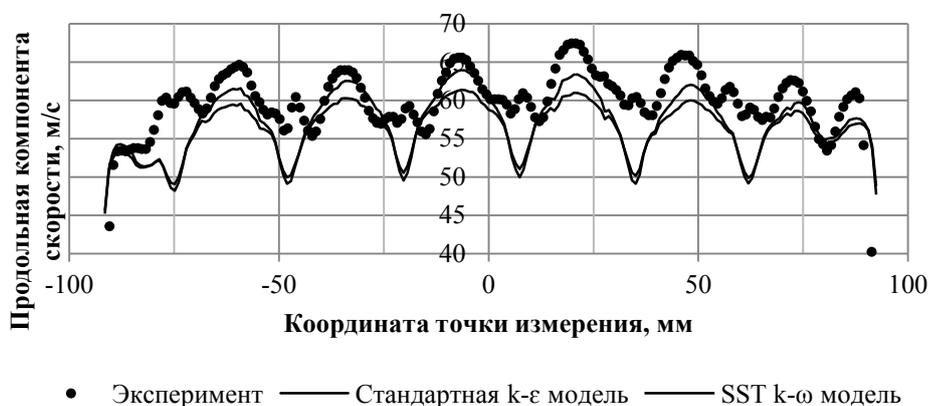


Рис. 4. Распределение скорость на расстоянии 906 мм от входа

Зафиксированное изменение распространения скорости вверх по потоку характеризуется амплитудой скорости изменяется от 25 м / с на участке стабилизации течения до 10 м / с в сечениях, близких к выходному. Скорость в причехловой области ниже, чем скорость в центральной области течения за счет причехловой циркуляции потока. Различия в локальных значениях экспериментальной и расчетной скоростей составляет ~15 %. Погрешность определения экспериментальных значений скорости составляет около 5%.

Влияние ребер навивки на поток проявляется в генерации вторичного течения, что обеспечивает переток теплоносителя из одного канала в соседний. В частности, это приводит к ступенчатому изменению температуры (рисунок 5).

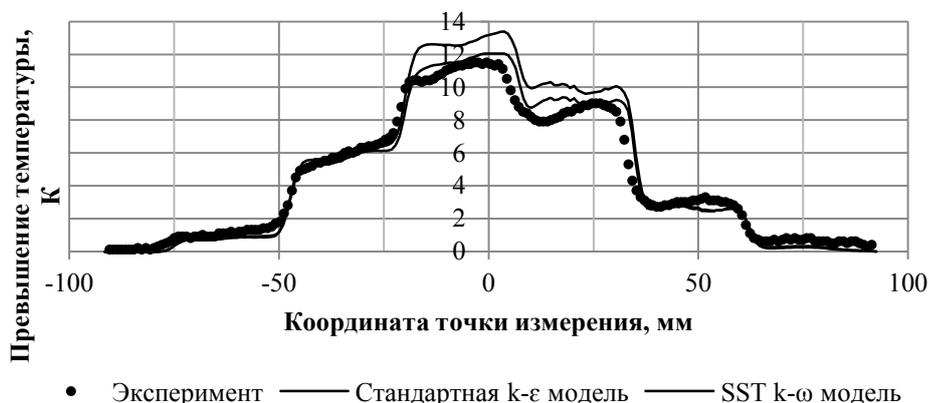


Рис. 5. Распределение температуры на расстоянии 906 мм от входа

В сечении, близком к выходному, максимальный подогрев снижается до ~ 12 К (при начальном подогреве 25 К), область подогрева потока составляет ~150 мм (рисунок 6).

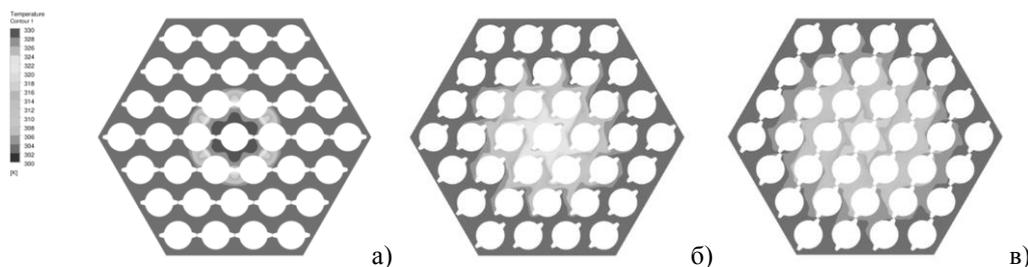


Рис. 6. Поля температуры во входном сечении (а) и в экспериментальных сечениях 466 мм (б) и 906 мм (в)

Различие в локальных экспериментальных и расчетных значениях превышения температуры не более 2 К. Погрешность определения экспериментальных значений температуры составляет около 0,5 К.

5. Заключение

Показано удовлетворительное соответствие экспериментальных и расчетных данных, полученных с использованием стандартной k-ε и k-ω SST моделей турбулентности. Представленные результаты могут быть полезны для верификации новых расчетных моделей.

Литература

1. Драгунов Ю.Г., Лемехов В.В., Моисеев А.В., Смирнов В.С., «Реактор на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем (БРЕСТ)» // Сборник докладов 3-ей международной научно-технической конференции «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики». Том 1. 7-10 октября 2014 г., ОАО «НИКИЭТ». - М.: ОАО «НИКИЭТ», 2014. - С. 94-102.
2. Гетья С.И., Крапивцев В.Г., Марков П.В., Солонин В.И., «Течение и массоперенос в малостержневых пучках оребренных твэлов применительно к реакторной установке БРЕСТ-ОД-300». - М.: Вестник МГТУ им. Н.Э. Баумана, Серия «Машиностроение», №1, 2015.
3. Рекомендации, правила, методики расчета гидродинамических и тепловых характеристик элементов и оборудования энергетических установок. РТМ 160.062-90. Часть 1. Обнинск, ФЭИ, 1991 г.
4. Dmitry V. Fomichev, Vladimir I. Solonin, «A CFD Analysis of Hydraulic Characteristics of the Rod Bundles in the BREST-OD-300 Wire-Spaced Fuel Assemblies» // International Conference on Nuclear Energy Science and Technology, Zurich, Switzerland, 2014. - Vol. 8, No 7, Part XII, pp. 1514- 1519.

Механизмы снижения рисков в модели общества взаимного страхования

Хамитов Э.М., студент 6 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 (ОВС) 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 ОВС 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 $E q_i, D q_i$. Таким образом, страховые выплаты ОВС 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 j -го превентивного мероприятия описывается элементом матрицы P_{ij} . Стоимость реализации проекта составляет a_j .

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 j -го проекта, нулю в обратном случае. При этом на реализацию комплекса проектов будет потрачено $\sum a_j x_j$.

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:

$$\begin{aligned} \Delta EQ_{\Sigma} &= E \sum_i Q_i - E \sum_i Q_i^{\cdot} = \sum_i (EQ_i - EQ_i^{\cdot}) = \\ &= \sum_i (p_i EQ_i - p_i^{\cdot} EQ_i) = \sum_i EQ_i (\sum_j P_{ij} x_j) = \sum_j (\sum_i P_{ij} EQ_i) x_j = \sum_j b_j x_j, \end{aligned}$$

В качестве меры риска, сопутствующего реализации данного портфеля мероприятий, разумно взять величину, связанную с рисками ОВС, например вероятность разорения фонда $P(\sum Q_i \geq W)$. Эту вероятность можно оценить сверху при помощи неравенства Чебышева:

$$P(\sum Q_i \geq W) = P(\sum Q_i - \sum EQ_i \geq W - \sum EQ_i) \leq \frac{\sum_i DQ_i}{(W - \sum_i EQ_i)^2}.$$

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:

$$\Delta P(Q_{\Sigma} \geq W) \approx \sum_j \frac{1}{(W - \sum_i p_i EQ_i)^2} (2 \sum_i p_i P_{ij} E^2 q_i - \sum_i P_{ij} E q_i^2 - 2 \frac{\sum_i (p_i EQ_i^2 - p_i^2 E^2 q_i)}{W - \sum_i p_i EQ_i} \sum_i P_{ij} EQ_i) \cdot x_j = \sum_j c_j x_j.$$

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 $P(Q_{\Sigma} \geq W)$:

$$\left\{ \begin{array}{l} \sum_j a_j x_j \leq R \\ \Delta EQ_{\Sigma} = \sum_j b_j x_j \Rightarrow \max_{\bar{x}} \\ \Delta P(Q_{\Sigma} \geq W) \approx \sum_j c_j x_j \Rightarrow \max_{\bar{x}} \end{array} \right. .$$

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 рюкзака 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

ОВС, 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 ОВС принимать риски клиентов, которые были бы слишком велики для одного страховщика.

Рассмотрим наиболее распространенные в мировой практике формы перестрахования: кватное (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 ОВС) [5].

При заключении договора перестрахования риск Q_i делится на первичный \bar{Q}_i , остающийся на удержании ОВС, и вторичный $\overline{\bar{Q}}_i$, ответственность по которому несет перестраховщик.

Таблица 1. Виды перестрахования

Тип	Форма	Первичный риск	Вторичный риск
Пропорциональное	Кватное	$\bar{Q}_i = c_i Q_i$ $c_i = const$	$\overline{\bar{Q}}_i = (1 - c_i) Q_i$ $c_i = const$
	Эксцедент сумм	$\bar{Q}_i = c_i Q_i$ $c_i = \min(\frac{\vartheta_0}{\vartheta_i}; 1)$	$\overline{\bar{Q}}_i = (1 - c_i) Q_i$ $c_i = \min(\frac{\vartheta_0}{\vartheta_i}; 1)$
Непропорциональное	Эксцедент убытка (Excess of loss)	$\bar{Q}_i = \begin{cases} Q_i & , & Q_i < a_i \\ a_i & , & a_i < Q_i < h_i \\ Q_i - (h_i - a_i) & , & Q_i > h_i \end{cases}$	$\overline{\bar{Q}}_i = \begin{cases} 0 & , & Q_i < a_i \\ Q_i - a_i & , & a_i < Q_i < h_i \\ (h_i - a_i) & , & Q_i > h_i \end{cases}$
	Эксцедент убыточности (Stop loss)	$\bar{Q}_\Sigma = \begin{cases} Q_\Sigma & , & Q_\Sigma < A \\ A & , & A < Q_\Sigma < H \\ Q_\Sigma - (H - A) & , & Q_\Sigma > H \end{cases}$	$\overline{\bar{Q}}_\Sigma = \begin{cases} 0 & , & Q_\Sigma < A \\ Q_\Sigma - A & , & A < Q_\Sigma < H \\ (H - A) & , & Q_\Sigma > H \end{cases}$

Соответственно от распределения ρ_{Q_i} необходимо перейти к рассмотрению распределений $\rho_{\bar{Q}_i}$ и $\rho_{\overline{\bar{Q}}_i}$ 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:

$$\begin{cases} \bar{T}(\sigma) \leq R \\ E\overline{\bar{Q}}_\Sigma(\sigma) \rightarrow \max \\ P(\overline{\bar{Q}}_\Sigma(\sigma) > W) \rightarrow \min \end{cases}$$

где $E\overline{\bar{Q}}_\Sigma$ – ожидаемый убыток, переданный перестраховщику, \bar{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:

$$P(\overline{\bar{Q}}_\Sigma(\sigma) > W) \sim \frac{D\overline{\bar{Q}}_\Sigma(\sigma)}{(W - E\overline{\bar{Q}}_\Sigma(\sigma))^2}$$

Если тариф перестрахования рассчитывается стандартным способом,

$$\bar{T} = E\overline{\bar{Q}}_\Sigma + \alpha \sqrt{D\overline{\bar{Q}}_\Sigma}$$

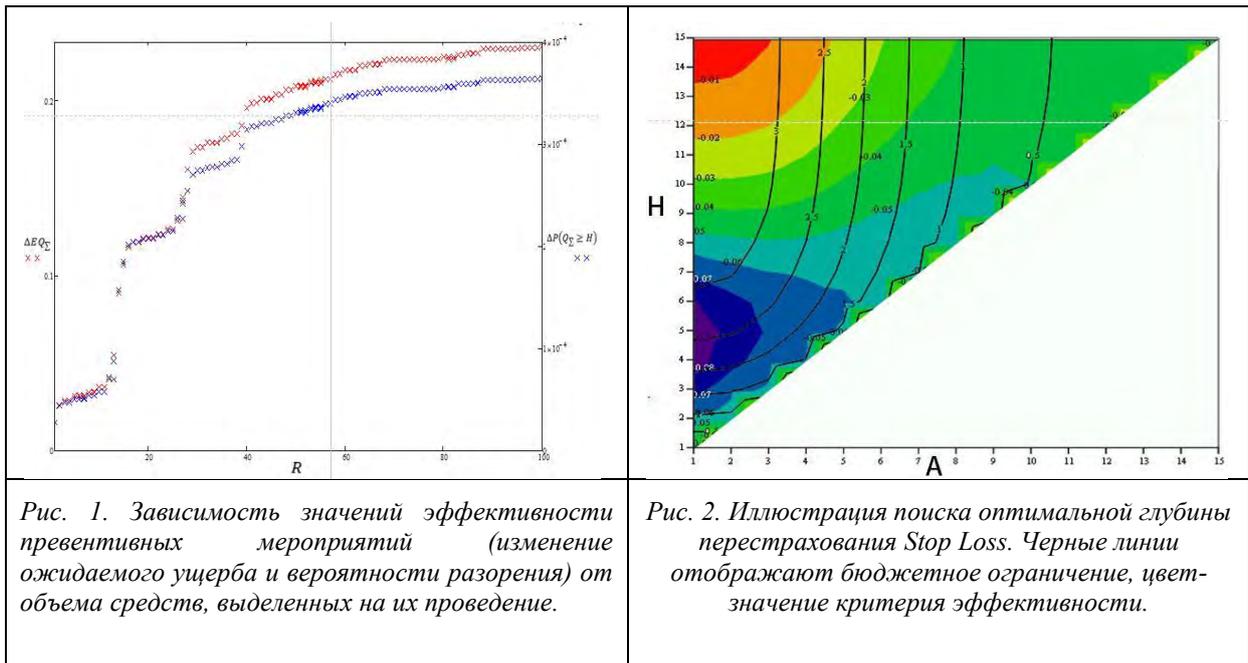
где α – рискованная надбавка перестраховщика, то задача ставится как:

$$\begin{cases} E\overline{Q}_\Sigma(\sigma) + \alpha \sqrt{D\overline{Q}_\Sigma(\sigma)} \leq R \\ E\overline{Q}_\Sigma(\sigma) \rightarrow \max \\ \frac{D\overline{Q}_\Sigma(\sigma)}{(W - E\overline{Q}_\Sigma(\sigma))^2} \rightarrow \min \end{cases} .$$

В роли набора параметров σ для различных форм перестрахования выступают $c_i, \vartheta_0, a, h, A, H$.

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:

$$\begin{cases} \sum R_i \leq W \\ \sum \Delta P_i(R_i) \rightarrow \max \\ \Delta H - \Delta(EW + S) = \Delta H - \Delta S + \sum \Delta EQ_i(R_i) \rightarrow \max \end{cases} ,$$

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, W – страховые резервы, ΔEQ_i – убыток, предотвращенный i -ым механизмом.

Литература

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.

Государственно-частное партнёрство в сфере взаимного страхования

Худякова А.А., студент магистратуры 1 курса МФТИ (ГУ)

Научный руководитель: д.ф.-м.н. проф. Пономарев В.Н

Московский физико-технический институт (государственный университет)

тел.: (968) 391-65-03, эл. почта: a-khudyakova@bk.ru

1. Введение

В последнее десятилетие в России активно развивается государственно-частное партнёрство – сотрудничество государства и бизнеса для решения общественно значимых задач на взаимовыгодных условиях [1].

Также значительную актуальность для экономики страны имеет привлечение государства в общество взаимного страхования (ОВС) – когда несколько компаний-участников объединяются в общество и совместно организуют фонд из собственных средств для покрытия ущерба при наступлении страховых случаев у кого-либо из участников, для предоставления им кредитов или для других форм поддержки [2].

На первых этапах своего развития ОВС испытывает трудности с обеспечением своей устойчивости, вследствие недостаточности собранных средств. ОВС необходим некоторый начальный капитал для покрытия возможных ущерба при наступлении страховых случаев. Ввиду этого, государство может оказывать помощь и поддержку участникам ОВС в покрытии возможных ущерба на первых этапах развития. Такое сотрудничество подразумевает возврат полученных денежных средств государству участниками ОВС после достижения страховым фондом устойчивого состояния. Таким образом, ГЧП в сфере взаимного страхования является взаимовыгодным как для членов ОВС (расширяются их финансовые возможности), так и для государства (с него частично снимается бремя обеспечения устойчивости экономики). Вместе с тем, формы такого партнерства не однозначны и характеризуются разной эффективностью.

2. Цель

Целью работы является разработка имитационной модели оценки тенденций накопления финансовых ресурсов ОВС с участием государства, гарантирующих выход общества на режим устойчивого функционирования в условиях рисков, потерь и накоплений.

3. Методы и подходы

В данной работе предлагаются следующие несколько форм участия государства в финансировании фонда:

- 1) Форма страхования (государство выступает в качестве страховщика ОВС);
- 2) Форма перестрахования (государство выступает в роли перестраховщика):
 - А) Форма на основе кватного перестрахования (государство берет на себя фиксированную долю выплат по покрытию ущерба при наступлении страховых случаев);
 - Б) Форма эксцедента сумм (государство берет на себе долю выплат по страховому случаю, если ущерб при наступлении страхового случая превышает некоторое установленное значение);
 - В) Форма эксцедента убытка (перестраховывается попадание убытка от наступления страхового случая по конкретному риску в интервал $[a, h]$);
 - Г) Форма эксцедента убыточности (тоже самое, что и предыдущий пункт, но применительно к совокупным рискам ОВС).
- 3) Предоставление полной суммы страхового фонда (на первоначальном этапе партнерства государство предоставляет участникам ОВС страховой фонд величиной, обеспечивающей устойчивость фонда);
- 4) Вклад в развитие (полный размер фонда предоставляется участникам ОВС инвестором), который привлекается в проект государством).

4. Теория и оценка

Размер страхового фонда в течение t лет его накопления до необходимого размера S , обеспечивающего устойчивое финансовое состояние ОВС, описывается общей формулой:

$$IF(t) = \sum_t (n * k * t - Q(t) * \theta(x_t)) + \begin{cases} 0, & \text{если } x_t < 0, \\ G(t), & \text{если } x_t \geq 0, \end{cases} \quad (1)$$

где n – количество участников, составляющих ОВС, k – ежегодный взнос в страховой фонд каждого участника от целевого размера фонда S , $G(t)$ – функция, описывающая займы у государства за данный промежуток времени t , $Q(t)$ – ущерб от страхового случая в текущий год t , $t \in [1, y]$, y – время достижения страховым фондом устойчивого состояния, $\theta(x_t)$ – функция Хэвисайда.

После того, как фонд достигает финансовой устойчивости, ОВС уже может самостоятельно покрывать выплаты по страховым ущербам, также участники ОВС начинают выплачивать долг D государству в течение m лет, пока он не станет равен нулю, кроме того, средства фонда частично могут быть вложены в активы для получения дивидендов, тогда формула (1) имеет следующий вид:

$$IF(t) = \sum_t (n * k * t - Q(t) * \theta(x_t)) - A + P - \begin{cases} E(t), & \text{если } t < m, \\ 0, & \text{если } t \geq m \end{cases}, \quad (2)$$

где $E(t)$ – это размер доли возвращаемого долга государству на протяжении m лет, A – часть средств страхового фонда, вложенная в активы, $0 < A < S$, P – получаемые обществом дивиденды, $0 < P < A$.

Доля ежегодных выплат $E(t)$ государству по имеющемуся долгу D рассчитывается по следующей формуле:

$$\begin{aligned} E(t) &= (S + n * k + \gamma * A - Q(t) * \theta(x_t)) - S = \\ &= n * k + \gamma * A - Q(t) * \theta(x_t) \end{aligned} \quad (3)$$

Доля выплат государству рассчитывается из тех соображений, что каждый год ОВС выплачивают государству полученные за год средства (сумма ежегодно вкладываемых собственных средств участниками ОВС в фонд и дивидендов с вычетом размеров страховых ущербов).

Вместе с тем, формула (1) модифицируется в зависимости от формы предоставления государством финансовой помощи ОВС (см. табл. 1).

Таблица 1. Функции динамики страхового фонда при разных формах сотрудничества ОВС и государства.

	$IF_t, t \leq m$	G_t
Форма страхования	$IF_{t-1} + n * k$	$G_{t-1} + Q_t * \theta(x_t)$
Форма на основе кватного перестрахования	$IF_{t-1} + n * k - Q_t * \theta(x_t) * (1 - \varepsilon)$	$G_{t-1} + Q_t * \theta(x_t) * \varepsilon$
Форма эксцедента сумм	$\begin{cases} IF_{t-1} + n * k - Q_t * \theta(x_t), & \text{если } Q_t < Q_0; \\ IF_{t-1} + n * k - Q_t * \frac{Q_0}{Q_t} * \theta(x_t), & \text{если } Q_t \geq Q_0. \end{cases}$	$\begin{cases} G_{t-1} + Q_t * \theta(x_t) * \left(1 - \frac{Q_0}{Q_t}\right), & \text{если } Q_t \geq Q_0; \\ G_{t-1}, & \text{если } Q_t < Q_0. \end{cases}$
Форма эксцедента убытка и эксцедента убыточности	$\begin{cases} IF_{t-1} + n * k - Q_t * \theta(x_t), & \text{если } Q_t < a; \\ IF_{t-1} + n * k - a * \theta(x_t), & \text{если } a \leq Q_t \leq h; \\ IF_{t-1} + n * k - (Q_t - (h - a)) * \theta(x_t), & \text{если } Q_t \geq h. \end{cases}$	$\begin{cases} G_{t-1}, & \text{если } Q_t < a; \\ G_{t-1} + (Q_t - a) * \theta(x_t), & \text{если } a \leq Q_t \leq h; \\ G_{t-1} + (Q_t - (h - a)) * \theta(x_t), & \text{если } Q_t \geq h. \end{cases}$
Предоставление полной суммы страх. фонда	$IF_{t-1} + n * k - Q_t * \theta(x_t)$	$G = S$

В табл. 1: интервал $[a, h]$ – размеры убытков при наступлении страхового случая, ε – это фиксированная доля выплат по страховым случаям, которую берёт на себя государство.

Возвращаемая сумма D государству участниками ОВС после достижения страховым фондом устойчивого состояния через y лет равна для всех форм взаимодействия, кроме последней:

$$D = G_y * \mu, \quad (4)$$

где μ – надбавочный процент, $\mu > 0$.

Для последней формы (предоставление полной суммы страхового фонда):

$$D = G * \mu \quad (5)$$

По истечении m лет, когда долг станет равен нулю $D = 0$, страховой фонд описывается формулой (6) (ОВС самостоятельно покрывает ущербы при наступлении страховых случаев) для всех форм взаимодействия:

$$IF_t = IF_{t-1} + n * k - Q_t * \theta(x_t) + A * \gamma \quad (6)$$

5. Результаты

Моделирование динамики фонда ОВС для каждой из форм ГЧП осуществлялось по написанной программе в среде Mathcad (зависимость размера страхового фонда ОВС от времени).

В программе были приняты следующие значения параметров развития страхового фонда ОВС:

- $n = 10$ участников, составляющих ОВС;
- $k = 0.01$ - ежегодный взнос в страховой фонд каждого участника от целевого размера фонда, который, в свою очередь, определим равным единице $S = 1$;
- $A = 0.1$ – ежегодный вклад в активы;
- $\gamma = 0.07$ – коэффициент ежегодного прироста средств фонда от вкладов в активы;
- $\mu = 1.05$ – коэффициент, с которым участники ОВС возвращают государству займы D после выхода фонда на стабильное состояние.

В программе предполагается, что ущербы фонда распределены одинаково по экспоненциальному закону.

Таблица 2. Параметры развития ОВС при условии его выхода на устойчивое положение при разных формах ГЧП

	y – время выхода страхового фонда на стабильный уровень, лет	m – время возвращения долга, лет	total – общее время равное ($y+m$), лет	D – сумма, возвращаемая государству в течение m лет
Форма страхования	10	10	20	0.744
Форма на основе кватного перестрахования	17	3	20	0.203
Форма эксцедента сумм	17	3	20	0.203
Форма эксцедента убытка и эксцедента убыточности	14	6	20	0.324
Предоставление полной суммы страхового фонда и вклад в развитие	4	16	20	1.05

Ниже представлены динамики развития страхового фонда в течении времени при разных формах участия государства в накоплении фонда ОВС: рис.1 – форма страхования, рис.2 – форма кватного перестрахования, рис.3 – форма эксцедента сумм, рис.4 – форма эксцедента убытка и убыточности, рис.5 – вклад в развитие.

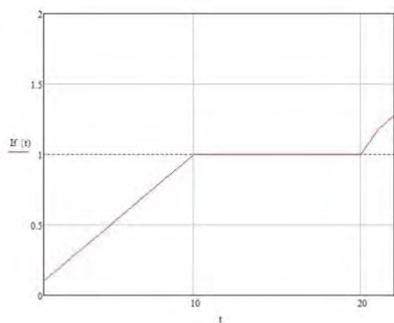


Рис 1. Динамика развития страхового фонда в течение времени при форме страхования

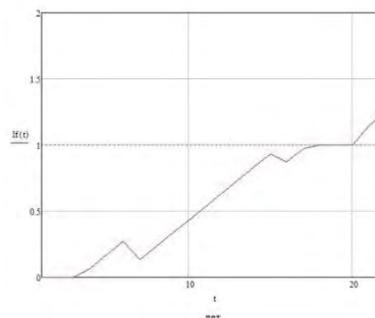


Рис 2 Динамика развития страхового фонда в течение времени при форме квотного перестрахования

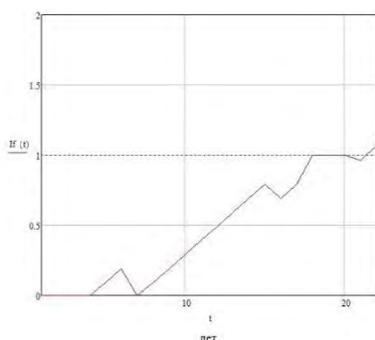


Рис 3. Динамика развития страхового фонда в течение времени при форме эксцедента сумм

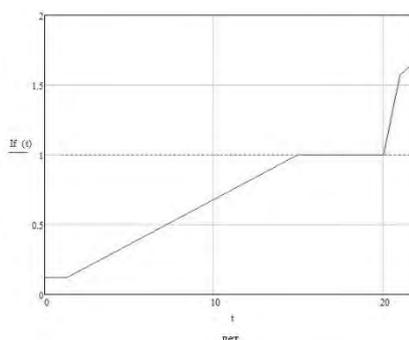


Рис 4. Динамика развития страхового фонда в течение времени при форме эксцедента убытка и убыточности

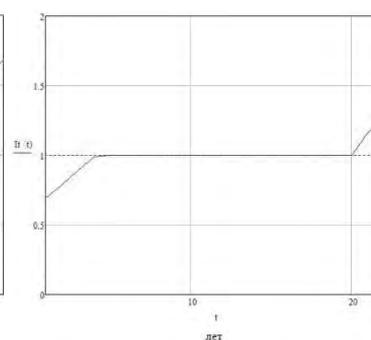


Рис 5. Динамика развития страхового фонда в течение времени при форме «вклад в развитие»

6. Выводы

- При заданных ущербах и параметрах развития страхового фонда все формы сотрудничества государства с ОВС обеспечивают успешное накопление фонда, во всех методах этот процесс занимает 20 лет;
- Форма квотного перестрахования (рис.2) и форма эксцедента сумм (рис.3) на первых годах накопления фонда (≈ 4 года) требуют дополнительных мероприятий, направленных на поддержание фонда в положительном состоянии;
- Форма сотрудничества «Вклад в развитие», ввиду того, что государство сразу предоставляет весь необходимый размер фонда для финансовой устойчивости, всегда имеет одинаковый возвращаемый долг государству, причем он оказался самым большим;
- Обоснована разработка форм ГЧП в сфере взаимного страхования.

ГЧП только начинает своё развитие в нашей стране, хорошим примером может послужить 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 [3].

Литература

1. А.В. Белицкая «Государственно-частное партнерство: понятие, содержание, правовое регулирование», Москва, 2011. - 24 с.
2. В.В. Покидова В. В. Общества взаимного страхования: современные аспекты и тенденции развития в аграрном секторе экономики России [Текст] // Молодой ученый. — 2014. — №3. — С. 501-505.
3. www.rosatom.ru/aboutcorporation/activity/energy_complex/designandbuilding/bild_npp/

Разработка программы определения прогнозного положения РО СУЗ в критическом состоянии при выводе реактора БН-800 на минимально контролируемый уровень мощности

Чернова И.С., 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: panova@ibrae.ac.ru

Введение

Минимально контролируемый уровень мощности (МКУ) — это наименьший уровень мощности ядерного реактора, достаточный для контроля за управляемой цепной реакцией в нем, т.е. минимально контролируемым уровнем считается такое значение нейтронной мощности, которое фиксируется штатной аппаратурой контроля, что позволяет перейти на автоматический режим поддержания мощности. На остановленном реакторе при проведении перегрузки и ремонтных работ используется аппаратура диапазона пусковой мощности, работающая в импульсном режиме. Остановленный реактор находится в подкритическом состоянии, его мощность определяется интенсивностью источника нейтронов, нейтронами спонтанного деления и фотонейтронами и может составлять $10^{-7} - 10^{-3}\% N_{ном}$. В условиях низкой плотности потока нейтронов и повышенного гамма фона такая аппаратура обладает достаточно невысокой точностью. Одной из основных задач вывода реактора на МКУ является высвобождение положительной реактивности с безопасной скоростью (допустимым периодом разгона реактора) путем извлечения рабочих органов системы управления и защиты (РО СУЗ) из активной зоны в неконтролируемом аппаратурой диапазоне пусковой мощности [1-3].

Наиболее безопасным вариантом вывода реактора на МКУ является достижение МКУ в подкритическом состоянии реактора, тогда переход через критическое состояние контролируется аппаратурой. Однако чаще выход на МКУ осуществляется при переводе реактора в надкритическое состояние с контролируемым безопасным значением периода разгона реактора [1].

С целью повышения безопасности вывода реактора на МКУ перед пуском реактора производят расчет реактора с планируемой загрузкой активной зоны, по которому определяют прогнозные положение РО СУЗ и разрабатывают программу пуска реактора.

Целью данной работы является разработка программы сопровождения работ по выводу реактора на МКУ. Основным назначением данной программы является расчет прогнозного положение РО СУЗ в критическом состоянии реактора по показаниям детекторов. Внедрение данной программы в эксплуатацию позволит оперативно увидеть отклик реактора на произведенные действия по извлечению РО СУЗ, а также получать информацию о приближении реактора к критическому состоянию, что повысит безопасность пуска реактора БН-800.

Поскольку одним из основных требований к программе является оперативность получения результатов, то в качестве основной методики в программе реализован метод обратного умножения. Данный метод нашел широкое применение при наборе критической массы реактора и оценки реактивности реактора при его перегрузке. Бесспорным преимуществом метода обратного умножения является его простота и наглядность, что в ряде случаев компенсирует его невысокую точность.

Программа пуска реактора БН-800

Всего в конструкции реактора БН-800 предусмотрено 30 РО СУЗ, которые расположены в активной зоне в три кольца: на внутреннем кольце расположены 2 РО РС и 4 РО КС; на среднем кольце расположены 9 РО АЗ и 3 РО ПАЗ, на внешнем кольце расположены 12 РО КС.

РО АЗ предназначены для останова реактора (в том числе и аварийного). РО ПАЗ обеспечивают остановку реактора при снижении расхода натрия при плановых остановках реактора и аварийных режимах. РО РС предназначены для поддержания мощности реактора на заданном уровне и компенсации потери реактивности на выгорание в периодах между пошаговыми подъемами РО КС. 16 РО КС

предназначены на компенсацию потери реактивности на выгорание топлива и температурно-мощностного эффекта реактивности. 4 РО КС расположены в виде кольца в центральной части активной зоны, и 12 РО КС распределены по внешнему кольцу активной зоны.

Вкратце, программа пуска реактора заключается в пяти этапах:

- На первом этапе извлекают на ВК все РО АЗ. Извлечение каждого РО АЗ осуществляют в два шага с выдержкой не менее одной минуты между шагами;
- На втором этапе извлекают на ВК все РО ПАЗ. Извлечение каждого РО ПАЗ осуществляют аналогично РО АЗ;
- На третьем этапе каждый РО РС за один шаг извлекают примерно на середину активной зоны с выдержкой не менее одной минуты между шагами;
- На четвертом этапе извлекают на ВК 4 РО КС внутреннего кольца. Каждый КС извлекается с шагом не более 20 мм с выдержкой не менее одной минуты между шагами;
- На пятом этапе начинают извлекать КС внешнего кольца. РО КС внешнего кольца извлекаются с шагом в 20 мм с выдержкой не менее одной минуты между шагами таким образом, чтобы не допустить различия в положении РО КС более 40 мм. Данный этап завершает пуск реактора при появлении устойчивого роста нейтронной мощности и постоянного или уменьшающегося времени удвоения мощности. При расхождении фактического и расчетного положений РО СУЗ более 60 мм пуск реактора прекращается до выяснения причин расхождения.

Методика определения прогнозного положения РО СУЗ в критическом состоянии ректора

В приближении точечной теории кинетики реактора его поведение можно описать уравнениями вида:

$$\frac{dN}{dt} = \frac{\rho - \beta_{эф}}{\Lambda} N + \sum_j \lambda_j C_j + Q, \quad (1)$$

$$\frac{dC_j}{dt} = \frac{N}{\Lambda} \beta_{эф,j} - \lambda_j C_j, \quad (2)$$

где N - мощность реактора; ρ - реактивность реактора; Λ - время генерации мгновенных нейтронов в реакторе; C_j - концентрация предшественников запаздывающих нейтронов j -ой группы; λ_j - постоянная распада предшественников запаздывающих нейтронов j -ой группы; $\beta_{эф,j}$ - доля запаздывающих нейтронов j -ой группы; $\beta_{эф}$ - эффективная доля запаздывающих нейтронов; Q - интенсивность источника внешних нейтронов [2].

В начальном состоянии подкритический реактор находится в стационарном состоянии. Тогда производные в уравнениях (1)-(2) необходимо приравнять к нулю. Помня, что $\Lambda = l / k_{эф}$ и $\rho = (1 - k_{кр} / k_{эф})$, решение данной системы уравнений будет иметь вид:

$$\left(1 - \frac{k_{кр}}{k_{эф}}\right) \frac{N}{l} + Q = 0 \text{ или } N = \frac{Ql}{k_{кр} - k_{эф}}. \quad (3)$$

Стоит отметить, что $k_{кр}$ - это эффективный коэффициент размножения нейтронов реактора в критическом состоянии, который, строго говоря, не всегда равен единице. Таким образом, согласно (3) после каждого освобождения реактивности в подкритическом состоянии устанавливается мощность N , которая зависит только от подкритичности $\rho^{подкрит} = k_{кр} - k_{эф}$ и интенсивности источника нейтронов Q .

Строго говоря, измерить непосредственно мощность реактора не представляется возможным, поэтому в дальнейшем используется предположение о пропорциональности между мощностью реактора и показаниями детектора.

Метод обратного умножения основан на соотношении (3) и реализуется в программе следующим образом. Пусть в начальном состоянии РО СУЗ был полностью погружен в активную зону. Перед

началом пуска реактора показанию детектора соответствует N_0 , а подкритичности реактора соответствует $\rho_0^{подкрит} = k_{кр} - k_{эф,0}$. После частичного извлечения РО СУЗ из активной зоны на величину Δh_1 , показания детектора и подкритичность изменились на N_1 и $\rho_1^{подкрит} = k_{кр} - k_{эф,1}$. На рис. 1 проиллюстрировано поведение показаний детектора и подкритичности реактора при шаговом извлечении РО СУЗ из активной зоны.

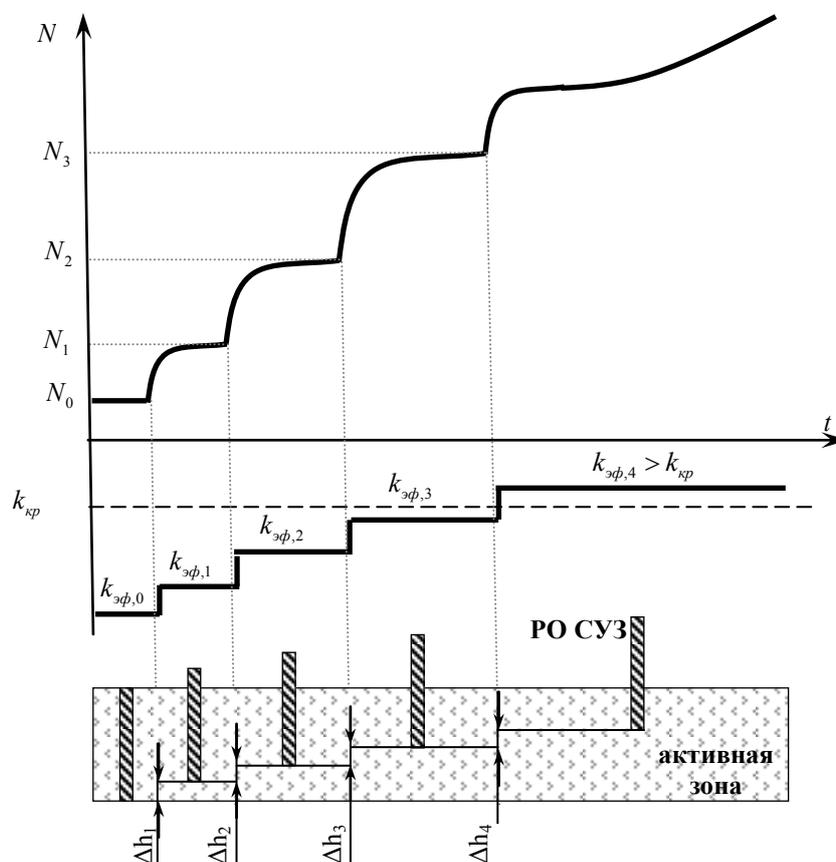


Рис. 1. Изменение плотности потока нейтронов (мощности) при пуске ЯР

Введем понятие коэффициента умножения нейтронов для i -ого состояния реактора, показывающего во сколько раз увеличилась мощность реактора по сравнению с начальным состоянием $Y_i = N_i / N_0$ и коэффициента обратного умножения нейтронов для i -ого состояния реактора, как величину, обратную коэффициенту умножения нейтронов $OY_i = 1/Y_i = N_0 / N_i$.

Для начального состояния коэффициент обратного умножения $OY_0 = N_0 / N_0 = 1$, для следующего состояния $OY_1 = N_0 / N_1$. Поскольку при высвобождении части реактивности $\Delta\rho$ мощность реактора, а соответственно, и показания детектора увеличиваются (см. рис. 1), то коэффициент обратного умножения нейтронов будет стремиться к нулю. Построив прямую по двум точкам (h_0, OY_0) и (h_1, OY_1) и экстраполировав ее до пересечения оси абсцисс, можно найти величину H_1^{np} на которую необходимо извлечь РО СУЗ чтобы достичь критического состояния реактора.

Продолжая строить кривую обратного счета, по мере приближения реактора к критическому состоянию можно достаточно точно оценить прогнозируемое положение РО СУЗ в критическом состоянии H_i^{np} . На рис. 2 представлена кривая обратного счета, из которого видно, что в начале расчета метод обратного умножения имеет наибольшую погрешность, которая уменьшается по мере приближения реактора к критическому состоянию. Так, например, прогнозные положения РО СУЗ последних трех точек совпадают $H_5^{np} = H_6^{np} = H_7^{np}$.

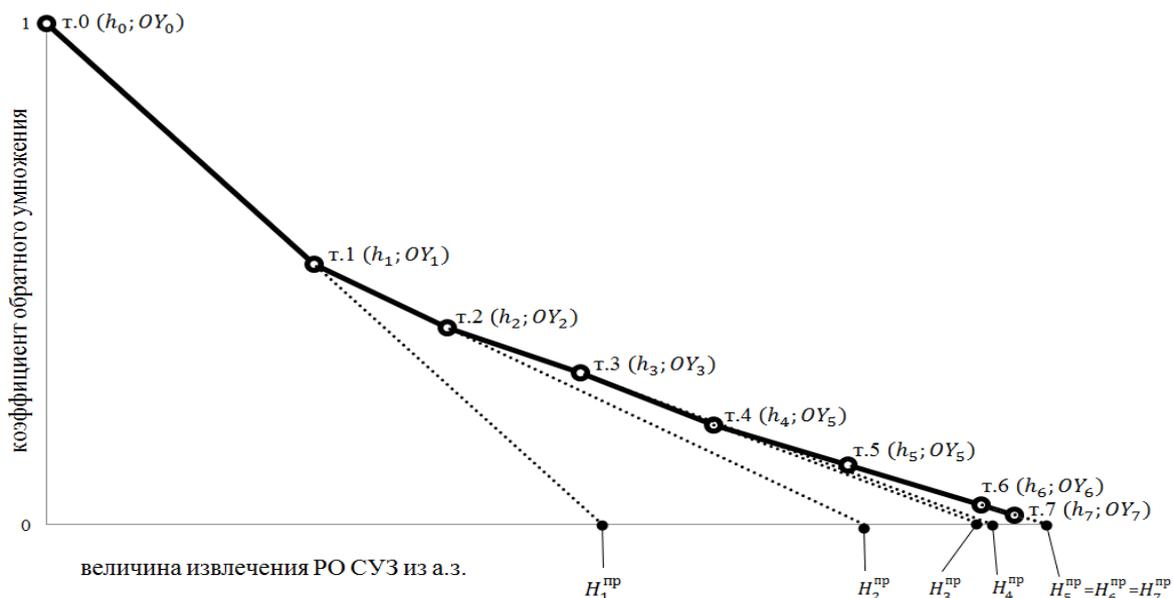


Рис. 2. Кривая обратного счета

Следует отдельно сказать, что данный метод основан на теории точечного реактора, поэтому на точность результатов могут повлиять пространственные эффекты, если детектор расположен в точке сильного изменения формы нейтронов, например, вблизи перемещаемого РО СУЗ. После непродолжительного останова реактора существенную погрешность в результаты может внести γ -излучение продуктов деления при использовании детекторами без компенсирования γ -излучения [1,3]. Еще одним немаловажным фактором, влияющий на точность, является время выдержки между двумя последовательными подъемами РО СУЗ из активной зоны. Возрастание мощности подкритического реактора после ввода в него положительной реактивности описывается экспоненциальной зависимостью. С точностью до 1% мощность реактора достигает своего установившегося значения за время $t_{уст} \approx (4 \div 5)l / (k_{кр} - k_{эф})$ [1]. То есть, чем ближе реактор к критическому состоянию, тем больше величина времени установления подкритической плотности нейтронов в реакторе. Ясно, что в начале пуска реактор глубоко подкритичен, мощность реактора меняется с малым временем установления. Для уменьшения погрешности в результатах по мере приближения реактора к критическому состоянию следует увеличить время выдержки перед последующим извлечением РО СУЗ.

Заключение

В результате проделанной работы была разработана программа для сопровождения работ по выводу реактора на МКУ. В программе реализован простой метод обратного умножения. В качестве входной информации программа использует текущее положение РО СУЗ и показания детектора. Выходной информацией является прогнозное положение РО СУЗ в критическом состоянии реактора. Для наглядности данных программа снабжена графическим отображением текущего или прогнозного положения РО СУЗ (по выбору пользователя) и кривой обратного счета.

Литература

1. Владимирова В.И. «Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов». 4-е изд., перераб. и доп. М.: Энергоатомиздат, 1986.
2. Казанский Ю.А, Матусевич Е.С. «Экспериментальные методы физики реакторов: Учеб. пособие для вузов». М.: Энергоатомиздат, 1984 г.
3. Емельянов И.Я. и др. «Научно-технические основы управления ядерными реакторами: Учеб. пособие для вузов» М.: Энергоиздат, 1981.

Модифицированная явная схема «КАБАРЕ» с улучшенными дисперсионными качествами

Шараборин Е.Л., студент 4 курса ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.ф.-м.н., старший научный сотрудник Соловьев А.В.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (926) 407-17-88, эл. почта: weugene@mail.ru

1. Введение

Среди различных разностных схем, предназначенных для решения уравнения переноса, выделяются схемы, обладающие свойством бездиссипативности. Если ограничиться явными схемами с локальным шаблоном, то бездиссипативными будут только две схемы — схема «крест» и схема «КАБАРЕ». В данной работе исследуется одна из модификаций схемы «КАБАРЕ».

Благодаря своим свойствам схема «КАБАРЕ» начинает набирать популярность не только для теоретического изучения, но и для практического применения. Классическая схема «КАБАРЕ» имеет ряд особенностей, таких как: решение точно при числах Куранта $\tau=0.5$, $\tau=1$, устойчива при числах Куранта в промежутке от 0 до 1, имеет второй порядок аппроксимации, а сама схема консервативна (дивергентна) и бездиссипативна, к тому же имеет замечательные дисперсионные свойства. Данная схема превосходит по некоторым параметрам такие известные схемы как «Уголок», «Лакс-Вендрофф».

Целью данной работы стало улучшение дисперсионных свойств явной схемы «КАБАРЕ» для уравнения переноса за счет введения в шаблон новых точек.

2. Постановка задачи

Рассмотрим простейшее одномерное уравнение переноса:

$$\frac{\partial u}{\partial t} + c \frac{\partial u}{\partial x} = 0, \quad c = const > 0 \quad (1)$$

в ограниченной пространственной области $x \in [0, L]$ с периодическими граничными условиями $u(0, t) = u(L, t)$ и начальными данными $u(x, 0) = u_0(x)$. Сетка неравномерна по пространству. Сеточные переменные относятся как к ячейкам, так и к узлам сетки.

Будем строить бездиссипативную схему, имеющую, как минимум, второй порядок точности.

3. Численный алгоритм

На первом этапе (Рис. 1) вычислим значение консервативной переменной $U_{i+1/2}^{n+1/2}$ сразу для всех ячеек на промежуточном временном слое $t_{n+1/2}$ по явной схеме первого порядка аппроксимации по времени:

$$\frac{U_{i+1/2}^{n+1/2} - U_{i+1/2}^n}{\tau/2} + c \frac{u_{i+1}^n - u_i^n}{h_{i+1/2}} = 0; \quad (2)$$

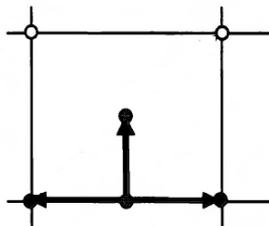


Рис. 1. Первый этап.
Вычислительный шаблон (2)

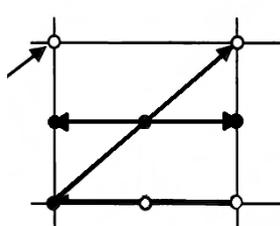


Рис. 2. Второй этап.
Вычислительный шаблон (3)

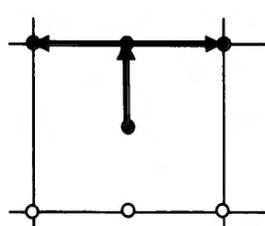


Рис. 3. Третий этап.
Вычислительный шаблон (4)

Для того, чтобы существовала связь между потоковыми и консервативными переменными надо ввести уравнение замыкания (Рис. 2). И из него определим неизвестные значения потоковых переменных (для всех сторон) на новом временном слое:

$$U_{i+1/2}^{n+1/2} = \frac{a}{2}(u_i^n + u_{i+1}^{n+1}) + \frac{b}{2}(u_i^{n+1/2} + u_{i+1}^{n+1/2}); \quad (3)$$

где a и b некие весовые коэффициенты, вскоре мы их определим, а $u_i^{n+1/2}$ и $u_{i+1}^{n+1/2}$ берутся как средние арифметические величины между центрами ячеек:

$$u_i^{n+1/2} = \frac{1}{2}(U_{i-1/2}^{n+1/2} + U_{i+1/2}^{n+1/2}); \quad u_{i+1}^{n+1/2} = \frac{1}{2}(U_{i+1/2}^{n+1/2} + U_{i+3/2}^{n+1/2}) \quad (4)$$

И последним этапом (Рис. 3), определим $U_{i+1/2}^{n+1/2}$:

$$\frac{U_{i+1/2}^{n+1} - U_{i+1/2}^{n+1/2}}{\tau/2} + c \frac{u_{i+1}^{n+1} - u_i^{n+1}}{h_{i+1/2}} = 0; \quad (5)$$

4. Аппроксимация схемы. Повышение порядка аппроксимации

Для того, чтобы перейти к одному уравнению сложим уравнения (2) и уравнение (5), предварительно сдвинув верхние индексы на один вниз, тогда получим:

$$\frac{U_{i+1/2}^{n+1/2} - U_{i+1/2}^{n-1/2}}{\tau} + c \frac{u_{i+1}^n - u_i^n}{h_{i+1/2}} = 0; \quad (6)$$

Подставим уравнение замыкания (3) для $U_{i+1/2}^{n+1/2}$, $U_{i+1/2}^{n-1/2}$:

$$\frac{a(u_i^n + u_{i+1}^{n+1}) + b(u_i^{n+1/2} + u_{i+1}^{n+1/2}) - (a(u_i^{n-1} + u_{i+1}^n) + b(u_i^{n-1/2} + u_{i+1}^{n-1/2}))}{2\tau} + c \frac{u_{i+1}^n - u_i^n}{h_{i+1/2}} = 0; \quad (7)$$

Разложим в ряд Тейлора u_{i+m}^{n+k} возле точки $u\left(i + \frac{1}{2}, n\right)$. Ввиду симметричности схемы четные производные дают в итоге 0, а коэффициент перед первым производным даст условие $a + b = 1$, это требование, чтобы схема аппроксимировала уравнение переноса. В итоге имеем однопараметрическое семейство схем второго порядка точности:

$$U_{i+1/2}^{n+1/2} = \frac{a}{2}(u_i^n + u_{i+1}^{n+1}) + \frac{1-a}{2}(u_i^{n+1/2} + u_{i+1}^{n+1/2}); \quad (8)$$

Коэффициент перед третьим производным даст второе условие. Тогда a приобретает следующий вид:

$$r = \frac{c\tau}{h_{i+1/2}}, \quad a_{IV} = \frac{2+r^2}{3r(2-r)}; \quad (9)$$

Коэффициент перед 4 производным ввиду симметричности шаблона обратился в ноль, следовательно, получили схему 4 порядка точности.

5. Диссипативные и дисперсионные свойства модифицированной схемы «Кабаре». Сравнение с классической схемой

Покажем, что линейная система уравнений (2)-(5) имеет однопараметрическое множество частных решений в виде бегущих волн. Предположим, что консервативные переменные эволюционируют по закону:

$$\begin{aligned}
U_{i+1/2}^n &= Bd; & U_{i+1/2}^{n+1} &= Bdq; \\
U_{i+1/2}^{n+1/2} &= Ad\sqrt{q}; & U_{i-1/2}^{n+1/2} &= Ad\sqrt{q}p^{-1}; & U_{i+3/2}^{n+1/2} &= Ad\sqrt{q}p;
\end{aligned}
\tag{10}$$

где $d = \exp(i\omega t_n - ikx_{i+1/2})$, $q = \exp(i\omega\tau)$, $p = \exp(-ikh/2)$;

ω, k - частота и волновой вектор соответственно, А и В – константы.

Потоковые переменные также будем искать в виде бегущей волны с теми же параметрами ω, k :

$$\begin{aligned}
u_i^n &= Cdp^{-1}; & u_{i+1}^n &= Cdp; & u_i^{n+1} &= Cdp^{-1}; & u_{i+1}^{n+1} &= Cdqp; \\
u_i^{n+1/2} &= Ddp^{-1}\sqrt{q}; & u_{i+1}^{n+1/2} &= Ddp\sqrt{q};
\end{aligned}
\tag{11}$$

Амплитуды С, D которые так же являются константами.

Подставляя выражения (10) и (11) в (2)-(5), после ряда несложных алгебраических преобразований, получаем:

$$D \begin{pmatrix} A \\ B \\ C \\ D \end{pmatrix} = 0; \quad D = \begin{pmatrix} \sqrt{q} & -1 & \frac{r}{2}(p-1/p) & 0 \\ -\sqrt{q} & 0 & \frac{a}{2}(qp+1/p) & \sqrt{q}\frac{(1-a)}{2}(p+1/p) \\ -1/\sqrt{q} & 1 & \frac{r}{2}(p-1/p) & 0 \\ (1+p^{-2})/2 & 0 & 0 & -1/p \end{pmatrix}
\tag{12}$$

Здесь $r = \frac{c\tau}{h}$ - безразмерные числа Куранта.

Чтобы система линейных уравнений имела нетривиальное решение нужно, чтобы матрица D была вырожденной, что означает детерминант, равный нулю.

$$\|D\| = \frac{(2a\mathbf{q}^2 - (-e^{-i\varphi} + 1)(-2e^{i\varphi}a + r((1 + e^{2i\varphi})(a-1) + 2e^{i\varphi}(a+1))))\mathbf{q} - 2e^{i\varphi}a}{4\sqrt{q}} = 0,
\tag{13}$$

где $\varphi = kh$. Фактически получаем квадратичное уравнение относительно q . Находим 2 корня:

$$q_{1,2} = -\beta / 2 \pm \sqrt{\text{Dis}} / 2$$

$$\alpha = 2e^{i\varphi}a; \quad \sigma = -2ae^{2i\varphi}; \quad \beta = -(-1 + e^{i\varphi})(-2e^{i\varphi}a + r((1 + e^{2i\varphi})(a-1) + 2e^{i\varphi}(a+1)))$$

$$\text{Dis} = \beta^2 - 4\alpha\sigma$$

Выведено, что модуль первого и второго корня равен 1 при $r \in [0, 1]$, что указывает на бездиссипативность схемы.

$$|q_{1,2}(r, kh, a)| = 1.
\tag{14}$$

Построим дисперсионную поверхность для первого корня при $r = 0.01$, то есть график функции:

$$\gamma(r, kh, a) = \frac{1}{rkh} \arctg[\text{Im}(q_1) / \text{Re}(q_1)].
\tag{15}$$

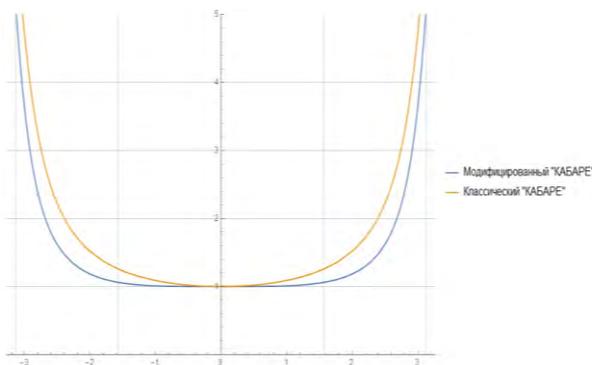


Рис. 4. Сравнение сечений дисперсионной поверхности при $r=0.01$

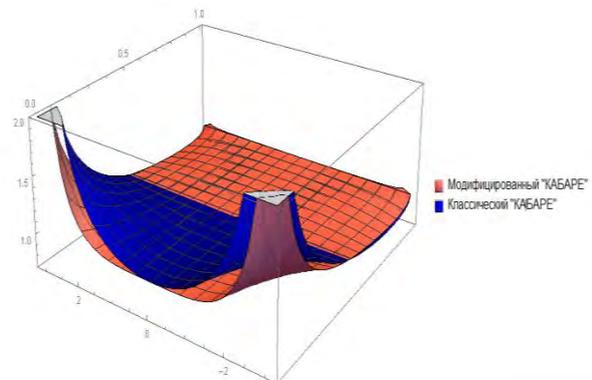


Рис. 5. Сравнение дисперсионной поверхности для первого корня

6. Численный эксперимент

В качестве начальных данных выбран 1 цуг, задаваемый следующим образом:

$$\varphi(x, t = 0) = \frac{1 - \cos(2\pi \frac{x - x_1}{x_2 - x_1})}{2}, \quad (16)$$

где x_1, x_2 – это начало и конец цуга. Длина расчетной области равна $L=10$.

Расчеты проводились на равномерной расчетной сетке. Количество ячеек равно 40. Скорость переноса $c = 1.0$. Число Куранта равно $cfl = 0.4$.

В результате проведенных экспериментов выяснено, что схема (2)–(5) переносит исходный профиль на $500L$ без существенных искажений (Рис. 6.), схема «КАБАРЕ» – на $20L$, схема «Лакса-Вендроффа» – на $3L$, схема «Уголок» – на $0.5L$.

Были проведены численные расчеты и установлено, что значение оптимума не совпадает со значением a_{fl} . Экспериментально был подобран параметр a , зависящий только от числа Куранта, и не зависит от времени t_n . Запускали цуг с разными числами Куранта и подбирали оптимальный параметр a

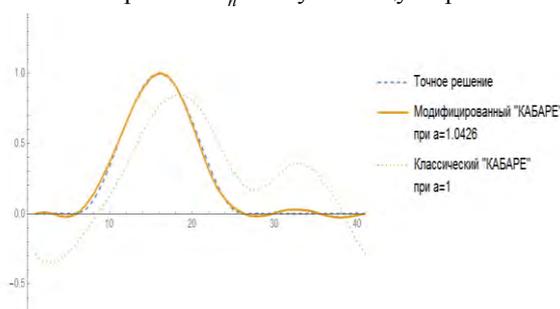


Рис. 6. Сравнение транспортных качеств для схем «КАБАРЕ» сточным решением на $1000L$

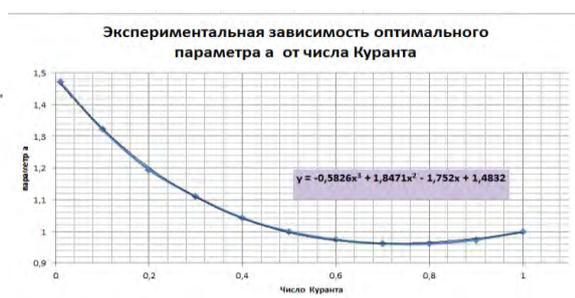


Рис. 7. Поиск $a_{optimum}$ и его интерполяция полиномом третьей степени

Следующим шагом стал поиск $a_{optimum}(r)$. По точкам был построен экспериментальный график (Рис. 7.), который затем был интерполирован полиномом третьей степени.

$$a_{optimum} = -0,5826r^3 + 1,8471r^2 - 1,752r + 1,4832$$

По полученной оптимальной функции $a_{optimum}(r)$ была построена дисперсионная поверхность и его сечение при $r = 0.01$. Заметим, что дисперсионная поверхность модифицированной схемы «КАБАРЕ» более прижата к 1, чем классическая схема.

7. Заключение

В работе исследована модифицированная схема «КАБАРЕ» применительно для уравнения переноса. Получено однопараметрическое семейство бездиссипативных разностных схем второго порядка точности. Найден параметр, при котором достигается 4 порядок точности. Показано, что для различных чисел Куранта можно найти значение параметра, улучшающего качество решения. Это значение отличается от значения, повышающего порядок точности схемы. Была найдена интерполяционная функция для $a_{optimum}(r)$ и, зная его, была построена дисперсионная поверхность с улучшенными качествами.

Литература

1. Головизнин В.М., Зайцев М.А., Карабасов С.А., Короткин И.А., «Новые алгоритмы вычислительной гидродинамики для многопроцессорных вычислительных комплексов», Монография/ Предисл.: В.А. Садовничий. – М.: Издательство Московского университета, 2013. – 472 с., илл.; 8 с. (цв.вклейка). – (Серия «Суперкомпьютерное образование»)
2. Петров И.Б., Лобанов А.И. Лекции по вычислительной математике: Учебное пособие. М.: Интернет-Университет Информационных технологий; БИНОМ. Лаборатория знаний, 2006. – 523 с.: ил., табл. – (Серия «Основы информационных технологий»)
3. Чижонков Евгений Владимирович. Лекции по курсу «Численные методы». М., Издательство Центра прикладных исследований при механико-математическом факультете МГУ, 2006. -168с.