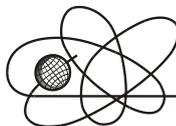




Российская Академия Наук

РОССИЙСКАЯ АКАДЕМИЯ НАУК

**ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ
БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**



ИБРАЭ

RUSSIAN ACADEMY OF SCIENCES

**NUCLEAR SAFETY
INSTITUTE**

Препринт ИБРАЭ № IBRAE-2013-03

Preprint IBRAE-2013-03

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

Москва
2013

Moscow
2013

РОССИЙСКАЯ АКАДЕМИЯ НАУК
ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

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

25-26 апреля 2013 г.

Москва 2013

Сборник трудов XIV научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН, проходившей 25-26 апреля 2013 г. – (Препринт / Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, апрель 2013, № IBRAE-2013-03). – М. ИБРАЭ РАН, 2013. – 183 с.

Настоящий сборник содержит работы, представленные на XIV научной школе молодых ученых ИБРАЭ РАН, проходившей 25-26 апреля 2013 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, 2013

Proceedings of the Fourteenth Scientific School of NSI RAS Young Scientists, held April 25-26, 2013. – (Preprint / Nuclear Safety Institute RAS, April 2013, № IBRAE-2013-03). – Moscow: NSI RAS, 2013. – 183 p.

This volume contains reports presented at the Fourteenth Conference of NSI RAS Young Scientists, held April 25-26, 2013. 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, 2013

Содержание

<i>Азаров И.Б.</i> Дискретный случай Броуновского движения: теория случайных блужданий на кристаллической решётке.....	7
<i>Анохина К.А.</i> Верификация модели продольной теплопроводности в коде СОКРАТ-БН.....	11
<i>Аракелян А.А.</i> Оценка основных параметров радиационной обстановки на территории префектуры Фукусимы.....	15
<i>Арбаев Г. Э.</i> Выбор корреляции для описания межфазного трения двухфазных пароводяных потоков для использования в теплогидравлическом коде HYDRA-IBRAE.....	19
<i>Асфандияров Д.Г.</i> Прямое численное моделирование турбулентного течения вязкой несжимаемой жидкости по схеме Кабаре в плоском канале при $Re=5600$	23
<i>Атеш А.Г.</i> Моделирование коагуляции частиц в аэрозольном модуле.....	27
<i>Бекетов А.И.</i> Кластеризация аэрозольных частиц в однородном турбулентном сдвиговом потоке.....	31
<i>Березнев В.П.</i> Разработка расчетных модулей на базе кинетического приближения в HEX-Z геометрии и на основе МКЭ.....	35
<i>Блохин П.А.</i> Модули расчета радиационных полей в составе программно-информационного комплекса ПРОН.....	39
<i>Бобров П.А., Семенова Т.А.</i> Исследование возможности очистки дренажных и грунтовых вод, загрязненных техногенными радионуклидами	43
<i>Богатов С.А., Гаврилов С.Л., Ткаченко С.А., Шведов А.М., Алексеев А.В., Лизунов Е.М., Мазный Н.Г., Пугачев А.Н.</i> Разработка мобильного средства радиационной разведки на базе беспилотного летательного аппарата.....	44
<i>Богородова О.В.</i> Проведение тестовых расчетов разрабатываемым теплогидравлическим расчетным модулем, основанным на ячейковом приближении на задачах о расхолаживании моделей ТВС ВВР в условиях повторного залива снизу.....	48
<i>Ведерникова И.А.</i> Методы оценки страховых тарифов в системе взаимного страхования	52
<i>Ведерникова М.В.</i> Формирование методического обеспечения для проведения первичной регистрации РАО в части отнесения накопленных РАО к особым РАО.....	56
<i>Вожаков И.С., Бутов А.А., Архипов Д.Г., Усов Э.В.</i> Разработка модели вертикальной стратификации для теплогидравлического модуля кода СОКРАТ-БН.....	60

<i>Глотов В.Ю.</i> Схема «КАБАРЕ» для двухуровневой технологии расчетов задач флуктуационной гидродинамики.....	64
<i>Григорьев С.Ю.</i> CFD-моделирование турбулентного всплытия лёгкого газа.....	68
<i>Данилин А.В.</i> Схема четвертого порядка по пространству и времени для численного решения уравнения переноса.....	72
<i>Дзама Д.В.</i> Использование программного комплекса НЕПТУН для оценки источника прямого выброса радионуклидов в водную акваторию в результате аварии на Фукусима-1 на основе сравнения с данными мониторинга.....	76
<i>Дзама Д.В.</i> Новая версия RANS модели для оценки радиационной обстановки в условиях сложной трехмерной геометрии. Программный комплекс ТАПАЗ-3D.....	80
<i>Егоров А. Ф.</i> Анализ возможности финансовой поддержки научных исследований по атомной энергетике нефтегазовыми компаниями.....	84
<i>Зайцев А.М.</i> Математическое моделирование смещения разнотемпературных струй методом КАБАРЕ.....	88
<i>Занора Ю.А., Степанов С.В.</i> Использование пористых керамических материалов для очистки радиоактивных газоаэрозольных выбросов.....	92
<i>Казадаев А.А., Козлов П.В., Макаровский Р.А., Дементьева И.И., Вербицкий К.В.</i> Сорбционное выведение цезия из осветленной фазы емкостей-хранилищ ВАО ФГУП "ПО "Маяк".....	97
<i>Каменская Д.Д.</i> Верификация расчетного кода HEFEST на новых тестовых задачах.....	100
<i>Киселев А.А., Богатов С.А.</i> Тестирование программного комплекса ПРОЛОГ на базе результатов расчетов параметров радиационной обстановки аттестованными программными средствами.....	104
<i>Козлов П.В., Дементьева И.И., Орлова В.А., Павлова Н.М.</i> Исследование процесса карбонизации раствора, моделирующего осветлённую фазу ёмкостей-хранилищ накопленных на ФГУП «ПО «Маяк» высокоактивных отходов.....	108
<i>Колташев Д.А.</i> Отработка технологии связанных расчетов с применением кода MCU, базирующегося на методах Монте-Карло.....	112
<i>Копылова Е.В.</i> Анализ экономической эффективности взаимодействия науки, бизнеса, производства и государства на примере технологических платформ.....	116
<i>Крючков Д.В., Мезенцев И.А., Мызникова О.Г.</i> Разработка расчетно-мониторингового комплекса для прогноза состояния Теченского каскада водоемов ФГУП «ПО «Маяк»	121
<i>Кузнецова М.Е.</i> Использование феноменологического метода для расчета свойств натрия в метастабильной области.....	125

<i>Кулагин Н.А.</i> Моделирование насыщенно-ненасыщенной фильтрации жидкости в трёхмерном пространстве.....	129
<i>Лавренюк И.В.</i> О распространении пламени, струйных течениях ВПГС, взаимодействия их с преградами.....	132
<i>Максина А.Б., Соболев А.М., Конев Г.И.</i> Результаты опытной реабилитации загрязненного участка промышленно-ливневой канализации № 1 промплощадки № 1 ОАО «ГНЦ НИИАР».....	134
<i>Маслов С.Ю.</i> Разработка ПО для задач аварийного реагирования на нештатные ситуации в работе АСКРО.....	138
<i>Морозов А.В., Калякин Д.С., Сошкина А.С.</i> Экспериментальное исследование влияния снижения уровня воды в корпусе парогенератора ВВЭР на процессы теплопередачи при конденсационном режиме.....	142
<i>Мызникова О.Г.</i> Анализ подходов к определению периода потенциальной опасности РАО	146
<i>Панова И.С.</i> Применение программного кода TIME для исследования пространственной кинетики реакторов на быстрых нейтронах	150
<i>Половников П. В.</i> Моделирование движения Броуновской частицы.....	154
<i>Ртищев Н.А., Тарасов А.Е.</i> Математическая модель взаимодействия расплава с натриевым теплоносителем.....	156
<i>Рыжов Н.И.</i> Верификация кода СОКРАТ-БН на экспериментах со 37-стержневой геометрией.....	160
<i>Сальдилов И.С.</i> Создание комплекса BPSDM для расчёта выгорания, выдержки и переработки ядерного топлива.....	164
<i>Филиппов М.Ф.</i> Разработка и внедрение модуля TRANS_FP, предназначенного для моделирования процессов переноса и поведения примесей в контурах реакторов типа БН.....	168
<i>Хамитов Э.М.</i> Моделирование динамики деятельности фонда взаимного страхования.....	172
<i>Шульц О.В.</i> О критериях воспламенения водорода в составе водородсодержащих парогазовых смесей.....	176
<i>Арефинкина С.Е.,</i> Некоторые аспекты метрологического обеспечения обращения с радиоактивными отходами в России.....	179

Дискретный случай Броуновского движения: теория случайных блужданий на кристаллической решётке

Азаров И.Б., м.н.с. ИБРАЭ РАН

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

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

1. Введение

В настоящей работе обобщен метод описания Броуновского движения, развитый в предыдущих работах авторов [1-3] на случай движения по кристаллической решётке. Данная задача представляется довольно актуальной, например, для описания роста пор в кристаллах за счет стекания в них точечных дефектов или процессов рекомбинации точечных дефектов (вакансий и межузлий).

Как показано в [4], расчёт скорости коалесценции в случае дискретной задачи сводится к нахождению усредненного по траекториям, состоящих из k скачков, числа уникальных узлов \bar{S}_k , посещённых мигрирующей по решетке эффективной частицей с радиусом, равным радиусу рекомбинации частиц R_{AB} , и коэффициентом диффузии, равным сумме коэффициентов сталкивающихся частиц, $D_{AB} = D_A + D_B$. Полученная таким образом величина \bar{S}_k/k является дискретным аналогом средней скорости заметания блуждающей частицей объёма $\langle \delta V / \delta t \rangle$ в случае непрерывной среды, рассмотренным авторами ранее.

Скорость коалесценции для предельного случая $R_{AB} < a$, где a – длина ребра кубической решётки, может быть найдена аналитически [4], основываясь на данных из литературы [5] для величины

$$\bar{S}_k = 0.718[k + 0.729k^{1/2} + O(1)], \quad (1)$$

переходящее для большого числа скачков $k \gg 1$ в

$$\bar{S}_k \approx 0.718k. \quad (2)$$

В более поздней литературе [6] было найдено другое аналитическое решение для величины \bar{S}_k , несколько отличающееся от данного, что также требует дополнительной численной проверки (из-за отсутствия единой точки зрения на правильность того или иного аналитического решения).

В противоположном предельном случае, когда $R_{AB} \gg a$, должно восстанавливаться решение для непрерывной среды, определяемое формулой Смолуховского, которому соответствуют значения:

$$\bar{S}_k \approx \frac{4\pi}{6}k. \quad (3)$$

В [4] было отмечено, что решение (2) почти в 3 раза отличается от классического выражения (3), до сих пор используемого для нахождения решения во всем интервале значений параметра R_{AB}/a . В связи с этим возникает проблема нахождения решения в промежуточной области, которое должно, очевидно, изменяться при переходе от одного предельного случая ($R_{AB}/a > 1$) к другому ($R_{AB}/a \ll 1$). Исследованию этого вопроса и посвящена настоящая работа.

2. Решение задачи

Для моделирования случайного движения Броуновской частицы по кубической решётке был разработан новый численный алгоритм, моделирующий с помощью встроенного генератора случайных чисел случайные скачки частицы по узлам решётки и рассчитывающий количество узлов, замечённых частицей по ходу своего движения (без повторного учета уже замеченных узлов).

Для нахождения усредненного значения числа заметенных узлов для каждого выбранного значения параметра R_{AB}/a проводился расчет по 100 – 150 случайным траекториям. При этом было численно подтверждено, что значения отношения среднего числа заметённых узлов к числу скачков частицы \overline{S}_k/k зависят только от отношения R_{AB}/a и не зависят от R_{AB} и a по отдельности.

Вычисления проводились для различного числа скачков частицы. По аналогии с ранее рассмотренным непрерывным случаем было подтверждено общее для всех трёхмерных траекторий свойство: при увеличении числа скачков значение \overline{S}_k/k , постепенно уменьшаясь, выходит на стационарное значение, не изменяющееся с увеличением числа скачков. Ниже приведены графики, иллюстрирующие это свойство.

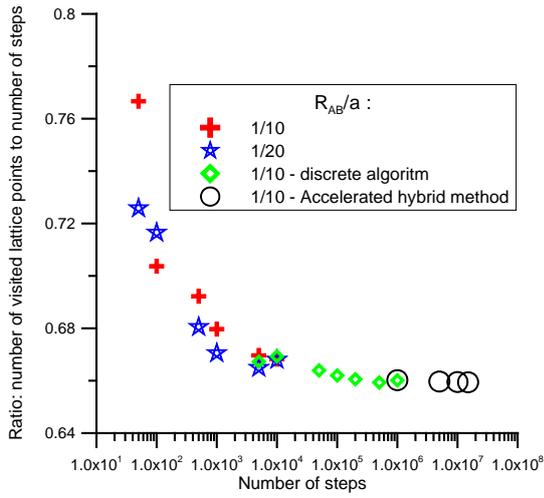


Рис. 1. Зависимость среднего количества заметённых узлов на один скачок \overline{S}_k/k от числа совершённых скачков k для случая точечной частицы (логарифмическая шкала), посчитанные по двум алгоритмам.

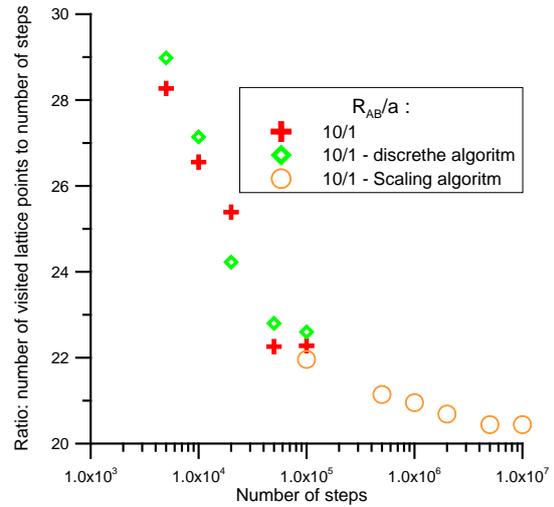


Рис. 2. Зависимость среднего количества заметённых узлов на один скачок \overline{S}_k/k от числа совершённых скачков k для случая частицы радиусом в 10 межузельных расстояний (логарифмическая шкала), посчитанные по двум алгоритмам.

В ходе расчётов было выявлено несколько важных особенностей.

Во-первых, было вычислено точное стационарное значение \overline{S}_k/k для случая точечной частицы ($R_{AB}/a > 1$). Оно оказалось равным ≈ 0.66 , т.е. отличным от теоретически предсказанного в [5] значения 0.718, однако оно очень хорошо соответствует значению $\overline{S}_k/k = 0.659$, найденному в более поздней теоретической работе [6].

Второй важный результат данной работы был получен при анализе зависимости \overline{S}_k/k от отношения радиуса частицы к длине скачка R_{AB}/a . В случае непрерывной среды скорость заметания объема $(\delta V / \delta t) / (\delta V_0 / \tau_0)$ (являющаяся непрерывным аналогом дискретной величины \overline{S}_k/k) была непрерывной монотонно возрастающей функцией R_{AB}/a . Аналогичное утверждение применительно к данной задаче будет справедливо лишь для довольно больших значений R_{AB}/a . При малых значениях же аргумента график выглядит как набор ступенек, длина которых постепенно уменьшается с увеличением аргумента, как показано на рис. 3, что связано с дискретностью задачи.

Результаты численных расчётов, приведенные на рис.3, сравниваются с теоретической кривой Смолуховского, описывающей зависимость скорости заметания объёма движущейся частицей в случае непрерывной среды, отображаемых в виде линейной функции:

$$K_{AB} = 4\pi D_{AB} R_{AB} = 4\pi \frac{a^2}{6\tau_{AB}} R_{AB} = \frac{4\pi}{6} a^2 R_{AB} \quad (4)$$

что соответствует

$$\frac{\overline{S}_k}{\delta t_k} = \frac{4\pi}{6} \frac{R_{AB}}{a} \approx 2.094 \frac{R_{AB}}{a} \quad (5)$$

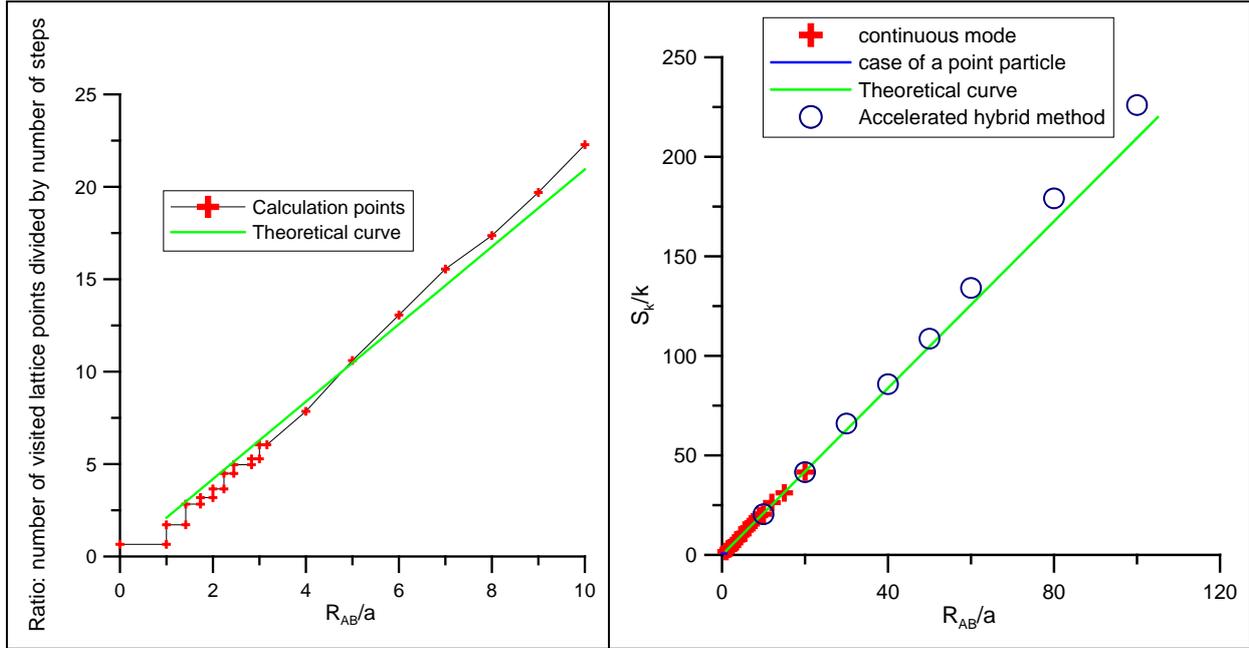


Рис. 3 зависимость среднего количества заметённых узлов на один скачок \overline{S}_k/k от отношения радиуса частицы к длине скачка R_{AB}/a в сравнении с теоретической кривой (5) для непрерывной среды.

Из полученных результатов можно сделать важный вывод о существенном увеличении времени выхода решения на стационарное значение.

Сравнение с непрерывным случаем показывает, что время выхода на стационар в дискретном случае может возрастать на несколько порядков; так, для практически важного случая $R_{12}/a=10$, число необходимых скачков составляет $k \approx 5 \times 10^6$ (рис. 2), которое превышает аналогичное число в непрерывном случае приблизительно на 2 порядка

. В итоге, мы приходим к выводу, что, хотя в области больших значений параметра R_{12}/a стационарные значения соответствуют теоретическому значению, полученному по формуле Смолуховского, в дискретной задаче наблюдаются заметно большие времена выхода на стационар (рис. 4), чем в случае непрерывной среды.

Это свойство накладывает довольно жесткие условия по проведению, например, молекулярно-динамических (МД) расчетов для больших кластеров частиц при решении задачи о рекомбинации точечных дефектов, требующие существенного увеличения времени испытаний, часто превышающих возможности современных компьютеров. В этом случае может оказаться эффективным применение разработанной в настоящей работе методики для экстраполяции радиуса рекомбинации дефектов, найденного в МД расчетах на относительно коротких временах, к правильным значениям, соответствующих искомым стационарным величинам ядра столкновений.

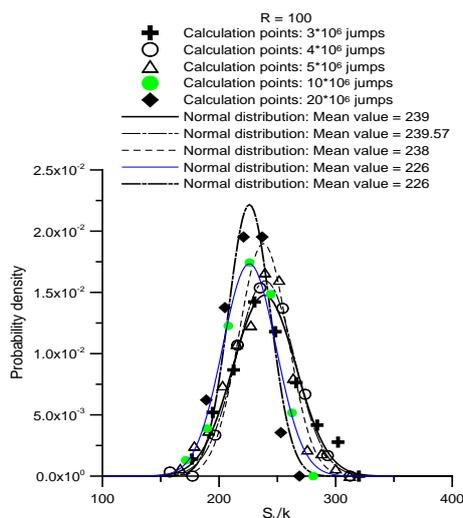


Рис. 4 Выход на стационарное значение рассчитываемой в задаче величины $\overline{S_k}/k$. Отображение в виде гауссовских распределений полученных данных для $R_{12}/a = 100$ вокруг среднего значения.

3. Заключение

По итогам расчётов Броуновского движения на кристаллической решётке были получены уточнённые значения ядра коагуляции для случая столкновения «точечных» частиц ($R_{AB} < a$). Это внесло ясность в существующие в литературе [5,6] разногласия по поводу стационарного значения числа заметаемых в единицу времени уникальных узлов $\overline{S_k}/k$ блуждающей точечной частицей.

В промежуточном интервале размеров радиуса рекомбинации сталкивающихся частиц $R_{AB} \geq a$ показано, что расчётные значения величины $\overline{S_k}/k$, характеризующей частоту столкновений частиц, постепенно выходят на теоретические значения, предсказанные формулой Смолуховского для предела непрерывной среды, демонстрируя на графиках зависимости от R_{AB}/a «фрактальное» поведение в виде набора ступенек уменьшающейся длины.

Для частиц с радиусами рекомбинации много большими межузельного расстояния, $R_{AB} \gg a$, решение для частоты столкновений, как и ожидалось, выходит на значения, предсказанные формулой Смолуховского, однако времена выхода на стационарное решение примерно на два порядка превышает соответствующие величины в случае непрерывного движения.

Результаты работы могут найти практическое применение для правильного определения значений радиуса рекомбинации, полученных методами молекулярной динамики на относительно малых временах (связанных с ограниченными возможностями современной компьютерной техники при анализе больших кластеров частиц), путем экстраполяции радиуса рекомбинации дефектов, найденного в МД расчетах с помощью разработанного алгоритма, к правильным значениям, соответствующих искомым стационарным величинам ядра столкновений.

Литература

1. Veshchunov, M.S. Journal of Engineering Thermophysics, 19/2 (2010) 62-74.
2. Veshchunov, M.S. Journal of Aerosol Science, 41 (2010 b) 895-910.
3. Azarov, I.B. and Veshchunov, M.S. of Engineering Thermophysics 19/3 (2010 b) 128-137.
4. Veshchunov, M.S. Journal of Engineering Thermophysics 21/4 (2012) 631-644.
5. A. Dvoretzky and P. Erdos Proc. 2nd Berkeley Symp. (1951).
6. Vineyard, G.H. Journal of Mathematical Physics (1963).
7. Beeler, J.R. Jr. and Delaney, J.A. Physical Review (1963).
8. Montroll, E.W. and Weiss, G.H. Journal of Mathematical Physics 6 (1965) 167.

Верификация модели продольной теплопроводности в коде СОКРАТ-БН

Анохина К.А., студент 4 курса МФТИ

Научный руководитель: д.ф.-м.н. зав.лаб. ИБРАЭ РАН Семенов В.Н.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: ankristina@yandex.ru

1. Введение

Обоснование безопасности современных АЭС выполняется на этапе проектирования станции. Основной задачей при обосновании безопасности является подтверждение ограничения радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду при нормальной эксплуатации АЭС и нарушениях нормальной эксплуатации, включая аварии. Для решения этой задачи широко используются расчетные коды, позволяющие моделировать большой спектр явлений, важных для безопасности, в связанной постановке задачи. Это позволяет оценивать динамику изменения состояния АЭС, начиная с ее работы в стационарном номинальном режиме и заканчивая полным разрушением активной зоны реактора, с выходом радиоактивных продуктов деления в окружающую среду.

Для решения задач безопасности АЭС с реакторными установками на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (РУ БН) в ИБРАЭ РАН разрабатывается интегральный код СОКРАТ-БН. Одним из важных явлений, моделируемых кодом, является теплообмен с натриевым теплоносителем в элементах оборудования РУ (активная зона, теплообменники). Качественное моделирование теплообмена, например в активной зоне реактора, позволяет правильно оценивать температуру в оболочках топливных элементов, которые являются барьером на пути распространения радиоактивных продуктов деления, вырабатывающихся в ядерном топливе.

На интенсивность теплообмена в элементах оборудования РУ влияют такие факторы как геометрические характеристики оборудования (течение в пучках стержней, в трубах и т.п.), скорость теплоносителя, мощность энерговыделения, температурные поля и теплофизические свойства теплоносителей. Жидкости и газы разделяют на несколько классов, в зависимости от влияния их свойств на условия теплообмена по порядку величины числа Прандтля ($Pr=v/a$) – отношения молекулярного переноса количества движения к молекулярному переносу тепла. Для жидких металлов, в частности натрия, число $Pr \ll 1$, что говорит о существенном вкладе молекулярной теплопроводности в процесс переноса тепла. При записи уравнения сохранения энергии [1] число Pr входит в квадрат знаменателя множителя при производной температуры по длине канала и при малых скоростях потока вносит значительный вклад в переносе энергии вдоль оси канала. Режимы с малыми скоростями теплоносителя характерны для работы РУ в условиях расхолаживания остановленного реактора и авариях с прекращением принудительной циркуляции теплоносителя. Следовательно, более точная оценка температуры в элементах оборудования РУ с натриевым теплоносителем с учетом продольной теплопроводности влияет на безопасность АЭС в данных режимах работы.

2. Постановка задачи

Настоящая аналитическая задача описывает явление переноса тепла теплопроводностью натриевым теплоносителем.

В ходе работы необходимо провести численное моделирование представленной аналитической задачи с помощью теплогидравлического кода СОКРАТ-БН и сравнить полученные результаты с аналитическим решением

3. Аналитическое решение

В работе рассматривается изменение температуры жидкометаллического натриевого теплоносителя в трубе при наличии внутренних источников тепловыделения. В условии теплоизоляции обоих концов температура теплоносителя удовлетворяет уравнениям:

$$\begin{aligned}
 T_t &= aT_{xx} + f(x,t) & u_t &= au_{xx} + f(x,t) \\
 \frac{\partial T}{\partial x} &= 0, x = 0 & \frac{\partial u}{\partial x} &= 0, x = 0 \\
 \frac{\partial T}{\partial x} &= 0, x = l & \frac{\partial u}{\partial x} &= 0, x = l \\
 T &= T_0, t = 0 & u &= 0, t = 0
 \end{aligned}
 \rightarrow T = u + T_0 \rightarrow \tag{1}$$

$$\text{где } f(x,t) = \frac{q\delta(x-x_0)}{\rho c_p}, \quad a = \frac{\lambda}{\rho c_p}$$

Представив решение в виде:

$$u(x,t) = \sum_{n=0}^{\infty} X(x)T(t), \quad X(x) = \left\{ \cos \frac{\pi n x}{l} \right\}$$

Окончательно получим:

$$T(x,t) = T_0 + \frac{qt}{\rho c_p l} + \frac{2q}{\rho c_p l} \sum_{n=1}^{\infty} \frac{(1 - e^{(-a(\pi n/l)^2 t})}{a(\pi n/l)^2} \cos\left(\frac{\pi n x}{l}\right) \cos\left(\frac{\pi n x_0}{l}\right)$$

При отсутствии теплоизоляции на правом конце система уравнений преобразуется следующим образом:

$$\begin{aligned}
 T_t &= aT_{xx} + f(x,t) & u_t &= au_{xx} + f(x,t) \\
 \frac{\partial T}{\partial x} &= 0, x = 0 & \frac{\partial u}{\partial x} &= 0, x = 0 \\
 T &= T_1 = T_0, x = l & u &= 0, x = l \\
 T &= T_0, t = 0 & u &= 0, t = 0
 \end{aligned}
 \rightarrow T = u + T_0 \rightarrow \tag{2}$$

Где $f(x,t)$ и a определены в 1 задаче

Аналогично представив:

$$u(x,t) = \sum_{n=0}^{\infty} X(x)T(t), \quad X(x) = \left\{ \cos \frac{(\pi n + \pi/2)x}{l} \right\}$$

Получим:

$$T(x,t) = T_0 + \frac{2q}{\rho c_p l} \sum_{n=0}^{\infty} \frac{(1 - e^{(-a((\pi n + \pi/2)/l)^2 t})}{a((\pi n + \pi/2)/l)^2} \cos\left(\left(\pi n + \frac{\pi}{2}\right)x/l\right) \cos\left(\left(\pi n + \frac{\pi}{2}\right)x_0/l\right)$$

4. Моделирование эксперимента кодом СОКРАТ-БН

На Рис. 1. представлена нодализация схема, используемая при моделировании задачи теплогидравлическим кодом СОКРАТ-БН.

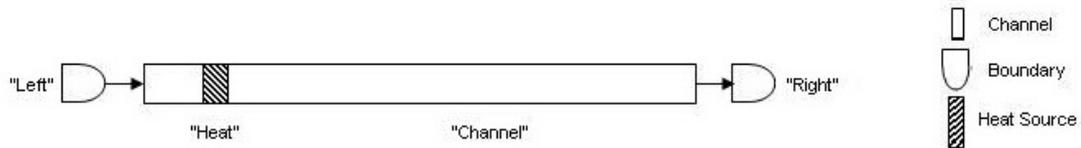


Рис. 1. Нодализация схема эксперимента

Граничные условия:

“Right”: для задачи (1) – $P=0.2\text{МПа}$; для задачи (2) – $P=0.2\text{ МПа}$, $T=\text{const}=T_0$

“Left”: Стенка

Канал: $L=1\text{м}$, $D=10^{-4}\text{м}$, $N=100$

Точечный источник “Heat”: параметры заданы таблицей 1.

Таблица 1. Параметры точечного источника

	Тест 1	Тест 2	Тест 3
Номер задачи/1,2	(1)	(1)	(2)
Координата положения источника, x_0 , м	0,05	0,3	0,2
Мощность, q , Вт	1000	500	1000

5. Результаты расчета

На рисунках 2-4 показаны зависимости температуры от времени и координат для различных параметров точечного источника. Максимальная разница между полученными значениями аналитических и расчетных температур не превышает 0.1%

Тест 1

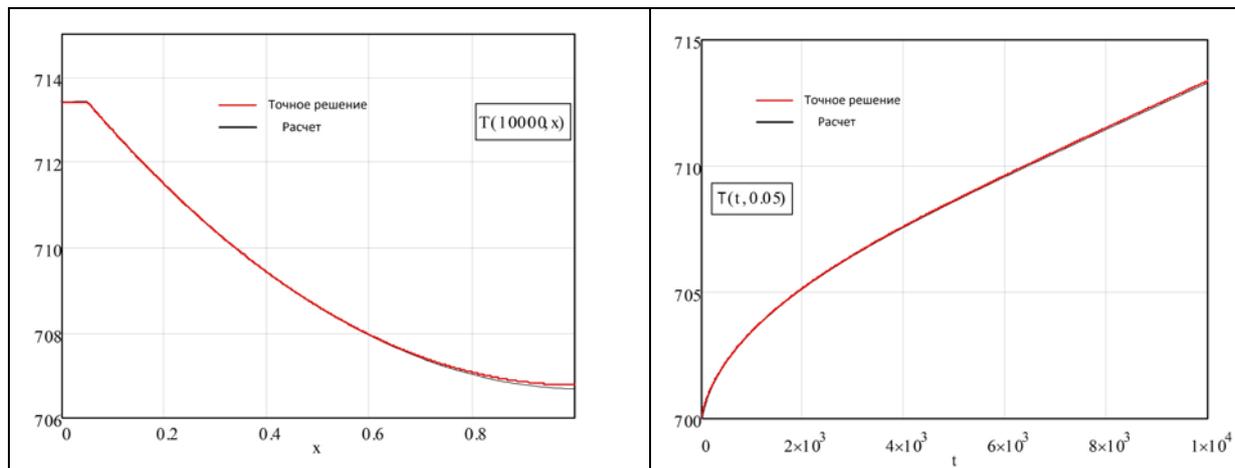


Рис. 2 Пространственная и временная зависимости температуры. $x_0=0.05\text{м}$, $q=10^3\text{Вт}$

Тест 2

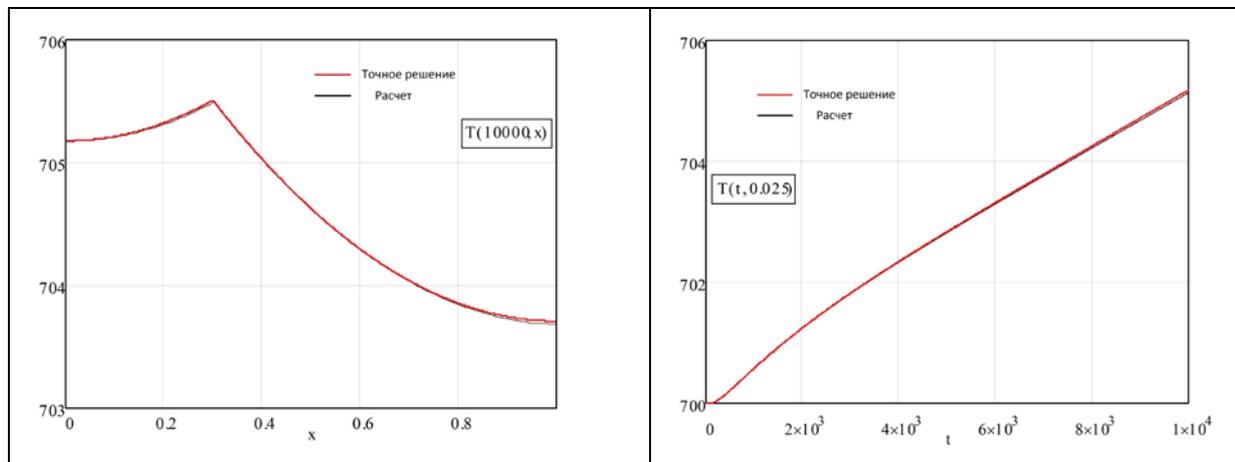


Рис. 3. Пространственная и временная зависимости температуры. $x_0=0.3\text{м}$, $q=5 \cdot 10^2 \text{Вт}$

Тест 3

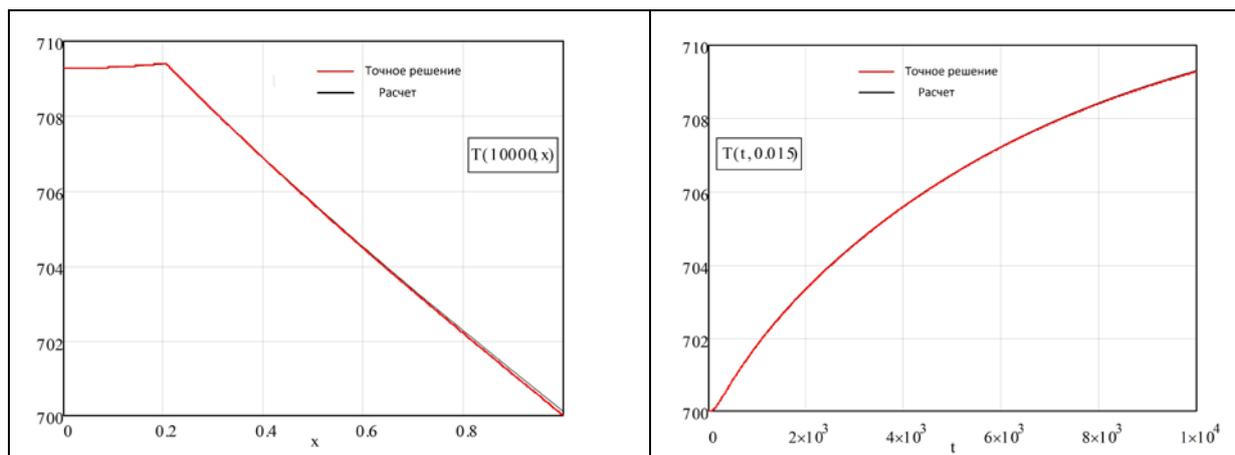


Рис. 4. Пространственная и временная зависимости температуры. $x_0=0.2\text{м}$, $q=10^3 \text{Вт}$

6. Заключение

Верификация модели продольной теплопроводности кода СОКРАТ-БН показала хорошее соответствие с аналитическим решением дифференциального уравнения нестационарной теплопроводности. Полученная погрешность 0,1% укладывается в заявляемую точность кода в 10%.

Литература

1. В.М. Боришанский, С.С. Кутателадзе и др., «Жидкометаллические теплоносители». Атомиздат 1976 год.

Оценка основных параметров радиационной обстановки на территории префектуры Фукусимы

Аракелян А.А, студент 4 курса МФТИ

Научный руководитель: Панченко С.В. ИБРАЭ РАН

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

Тел : 8-(915)-396-84-90, эл.почта: aram911@inbox.ru

1. Введение

Авария на АЭС Фукусима-Даичи привела к масштабному загрязнению близлежащих территорий, вследствие чего возникла угроза для здоровья населения. В настоящей работе представлено получение оценки радиологических последствий аварии, а именно расчёт и анализ дозовых нагрузок на население префектуры Фукусима.

Изучение последствий аварии важно для понимания необходимости принятия тех или иных мер по защите населения, проживающего (или проживавшего) на территориях, подвергнутых радиационному загрязнению, а также для последующей реабилитации наиболее загрязнённых территорий. Из анализа радиационной обстановки в префектуре Фукусима важно вынести уроки по обоснованию уже проведенных защитных мероприятий (их необходимости и своевременности), а также по реабилитационным мероприятиям, определению их масштабов, времени проведения и способов реализации.

2. Методология оценки дозовых нагрузок на население

Дозовые нагрузки, которые могло получить или получило население, попавшее под влияние радиоактивного загрязнения своей жизненной среды, относятся к основным параметрам радиационной обстановки. В настоящей работе оценка производится для следующих параметров: внешнее облучение от радиоактивного облака и внешнее облучение от выпавших на поверхность земли радионуклидов, внутреннее облучение за счет ингаляции радиоактивных продуктов.

В Техническом кризисном центре ИБРАЭ РАН были проведены оценки накопления 234 изотопов в активных зонах и бассейнах выдержки шести реакторных блоков АЭС Фукусима-Даичи, рассчитаны и проанализированы коэффициенты фракционирования, проведена оценка «типичных» радионуклидных составов выпадений для каждого из радиоактивных следов. Это позволяет провести оценку дозовых нагрузок, основываясь на основном входном параметре - средней плотности загрязнения почвенного покрова в рассматриваемой точке ^{137}Cs — σ_{137} .

В основе подхода к оценке доз от радиоактивного облака, помимо плотности загрязнения и радионуклидного состава выпадений в рассматриваемой точке, выраженного через коэффициент фракционирования — $f_{i,137}$, лежит также интеграл концентрации радионуклида в приземном слое воздуха PIC_i , определяемый по формуле (1):

$$\text{PIC}_i = f_{i,137} (A_i/A_{137}) \sigma_{137} \exp\left(-0.693 \frac{t}{(T_{1/2})_i}\right) / v_{gi} \quad (1)$$

где i – индекс суммирования по различным радионуклидам,

t – разница во времени между рассматриваемой датой и 14:46 11 марта 2011 года,

$(T_{1/2})_i$ - период полураспада i -го радионуклида,

A_i - содержание i -го нуклида в топливе, Бк;

A_{137} - содержание ^{137}Cs в топливе, Бк;

$f_{i,137}$ - коэффициент фракционирования i -го нуклида относительно ^{137}Cs ,

$v_{g,i}$ — коэффициент «скорость осаждения на земную поверхность» для i -го нуклида, м/с.

Основные неопределенности при использовании уравнения (1) связаны с выбором коэффициента « $v_{g,i}$ », величина которого сильно зависит от дисперсного состава аэрозолей, физико-химических свойств частиц и от параметров подстилающей поверхности. Традиционно при дозовых оценках для осаждения аэрозолей используют величину этого коэффициента близкую к $0,8 \cdot 10^{-2}$ м/с, а для молекулярного йода - в 2 раза большую - $1,5 \cdot 10^{-2}$ м/с. При расчете концентрации изотопов йода в воздухе также важно знать их распределение по формам существования. Будем использовать следующее предположение о распределении йодов по фракциям: аэрозольная фракция — 10 %; молекулярный йод (I_2) — 40 %; другие неорганические и органические газовые соединения йода - 50 %. Получив интеграл концентрации, с учётом дозового коэффициента d_{cloud} (в (Зв/с)/(Бк/м³)) можно перейти к общей дозе внешнего облучения от облака:

$$P_{cloud} = RF \sum_i TIC_i \cdot d_{cloud} \quad (2)$$

где RF — фактор ослабления за счет зданий, численно равный 0,6.

В качестве значений дозовых коэффициентов использовались данные, представленные в таблице 1.

Таблица 1. Дозовые коэффициенты для типичных радионуклидов в воздушных выбросах при аварии на АЭС «Фукусима-1»

Изотоп	Дозовый коэффициент,	Изотоп	Дозовый коэффициент,
^{129m} Te	2,07E-15	^{133m} Xe	1,83E-15
¹³² Te	1,37E-14	¹³³ Xe	2,07E-15
¹³¹ I	2,43E-14	¹³⁴ Cs	1,01E-13
¹³² I	1,49E-13	¹³⁶ Cs	1,41E-13
¹³³ I	3,92E-14	¹³⁷ Cs	3,84E-14

Модель оценки эффективной дозы внутреннего облучения за счет ингаляции P_m^{inh} в случае аварийной ситуации опирается на оценку интеграла концентрации i -радионуклида в приземном слое воздуха за период прохождения тела облака и его шлейфа над поверхностью земли. Расчетная формула представлена следующим соотношением:

$$P_m^{inh} = I_m \cdot \sum_i TIC_i \cdot d_{m,i}^{inh}, \quad (3)$$

где I_m — скорость легочной вентиляции для возрастной группы m ; значения для трех характерных групп приводятся в таблице 2:

Таблица 2. Скорость легочной вентиляции для разных возрастных групп, м³/с

Взрослые (17 лет)	10 лет	1-2 года
2,57E-04	1,77E-04	6,02E-05

$d_{m,i}^{inh}$ — дозовый коэффициент для i -радионуклида и возрастной группы m , Зв/Бк.

Значения дозовых коэффициентов приведены в таблице 3.

Дозы на щитовидную железу (ЩЖ) за счет вдыхания загрязненного радионуклидами воздуха P_m^{th} во время прохождения радиоактивного облака оценивались (1) и (3):

$$P_m^{th} = I_m \cdot \sum_i TIC_i \cdot dt_{m,i}^{th}, \quad (4)$$

где $dt_{m,i}^{th}$ — дозовый коэффициент для i -радионуклида и возрастной группы m , Зв/Бк.

Значения дозового коэффициента брались из последних рекомендаций Международной Комиссии по радиационной защите (МКРЗ) и для наиболее важных нуклидов приведены в таблице 3.

Таблица 3. Дозовые коэффициенты для оценки доз внутреннего облучения за счёт ингаляции и на ЩЖ для ряда нуклидов и трех возрастных групп, Гр/Бк

Нуклид	Форма существования	$d_{m,i}^{inh}$			$dt_{m,i}^{th}$		
		Взрослые	10 лет	1 год	Взрослые	10 лет	1 год
¹⁰³ Ru	Аэрозоль	1,90E-10	3,40E-10	1,90E-09	2,40E-09	3,50E-09	8,40E-09

¹⁰⁶ Ru	Аэрозоль	2,70E-09	4,80E-09	1,50E-08	2,80E-08	4,10E-08	1,10E-07
^{127m} Te	Аэрозоль	8,60E-10	2,00E-09	9,80E-09	7,40E-09	1,10E-08	2,60E-08
^{129m} Te	Аэрозоль	1,00E-09	2,50E-09	1,20E-08	6,60E-09	9,80E-09	2,60E-08
^{131m} Te	Аэрозоль	2,70E-09	6,60E-09	2,50E-08	9,40E-10	1,90E-09	5,80E-09
¹³² Te	Аэрозоль	4,30E-09	1,10E-08	5,30E-08	2,00E-09	4,00E-09	1,30E-08
¹³¹ I	Молекулярный	3,90E-07	9,50E-07	3,20E-06	2,00E-08	4,80E-08	1,60E-07
	Аэрозоль	1,50E-07	3,70E-07	1,40E-06	7,40E-09	1,90E-08	7,20E-08
¹³² I	Молекулярный	3,60E-09	8,90E-09	3,80E-08	3,10E-10	6,40E-10	2,30E-09
	Аэрозоль	1,40E-09	3,40E-09	1,60E-08	9,40E-11	2,20E-10	9,60E-10
¹³³ I	Молекулярный	7,60E-08	1,90E-07	8,00E-07	4,00E-09	9,70E-09	4,10E-08
	Аэрозоль	2,80E-08	7,40E-08	3,50E-07	1,50E-09	3,80E-09	1,80E-08
¹³⁵ I	Молекулярный	1,50E-08	3,80E-08	1,60E-07	9,20E-10	2,10E-09	8,50E-09
	Аэрозоль	5,70E-09	1,50E-08	7,00E-08	3,20E-10	7,90E-10	3,70E-09
¹³⁴ Cs	Аэрозоль	6,30E-09	5,10E-09	6,30E-09	6,60E-09	5,30E-09	7,30E-09
¹³⁷ Cs	Аэрозоль	4,40E-09	3,50E-09	4,40E-09	4,60E-09	3,70E-09	5,40E-09
¹⁴⁰ Ba	Аэрозоль	2,70E-10	5,00E-10	1,40E-09	5,10E-09	7,60E-09	2,00E-08
¹⁴¹ Ce	Аэрозоль	3,80E-11	7,20E-11	2,30E-10	3,20E-09	4,60E-09	1,10E-08
¹⁴⁴ Ce	Аэрозоль	1,80E-09	2,90E-09	9,00E-09	3,60E-08	5,50E-08	1,60E-07

Дозы внешнего облучения от выпавших на поверхность почвы радионуклидов в общем виде определяется соотношением (5):

$$P_{air} = k \sum_i \square_i \exp\left(-0.693 \frac{t}{T_{1/2}}\right) d_{\square i} \quad (5)$$

где k – коэффициент защищенности, принятый нами за 0,45, $d_{\square i}$ – дозовый коэффициент, значения которого для разных нуклидов отображены в таблице 4

Таблица 4. Значения коэффициента перехода от плотности радиоактивного загрязнения к мощности дозы ($d_{\sigma i}$ (нЗв/час)/(кБк/м²))

Ag-110m	Te-129m	Te-129	Te-132	I-131	I-132	Cs-134	Cs-136	Cs-137 + Ba-137m
10,03	0,113	0,209	0,82	1,41	8,23	5,65	7,67	2,15

3. Количественные оценки дозовых нагрузок

Базой данных для оценки дозовых нагрузок послужили данные по измерениям мощности дозы, проведённые несколькими японскими экспедициями. Объём сформированной базы свыше 8000 записей, а также 1000 точек измерений мощности дозы в городе Фукусима, центре префектуры, населением 286 406 человек.

На территории префектуры Фукусима были выделено несколько зон с характерным для территорий радионуклидным составом выпадений и своими параметрами радиационной обстановки.

Таблица 5. Деление территории префектуры Фукусима на зоны с разным радионуклидным составом

№ зоны	Наименование зоны	Муниципалитеты	Примерная численность населения
1	Северный след	Намиё (западная часть), Минамисома, Сома, Шинчи	132 544
2	Сев.-запад. след, после 20 км	Намиё (остальная часть), Кацууро, Иитате, Кавамата, Фукушима, Нихонмацу	395 037
2а	Сев.-запад. след, до 20 км		
3	Южный след, начало	Томиока, Нараха, Хироно	29 631
4	Южный след, середина	Иваки	354 492
5	Остальная территория префектуры	Все остальные муниципалитеты, кроме Футаба и Окума	1 161 452

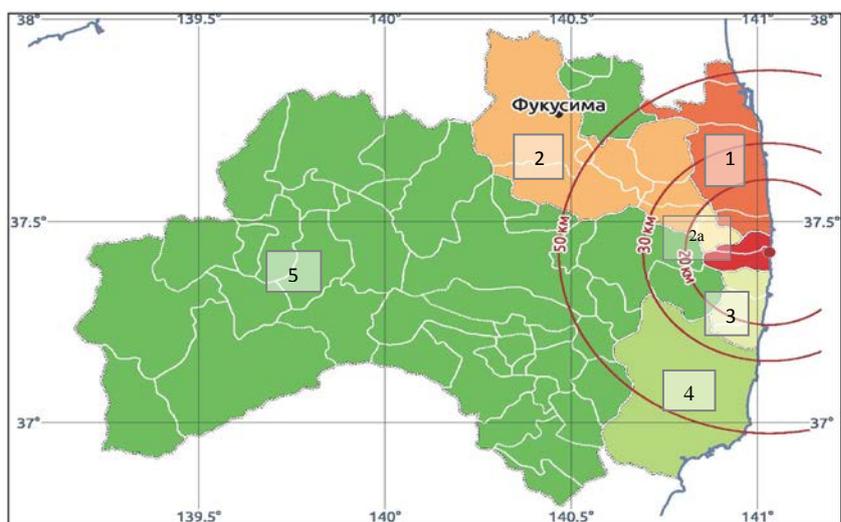


Рис. 1. Деление территории префектуры Фукусима на зоны с различным составом радиоактивных выпадений

По вышеизложенным методикам были рассчитаны дозовые нагрузки на население префектуры Фукусима. Для примера были рассмотрены населённые пункты с различными уровнями плотности загрязнения.

Таблица 6. Наиболее важные параметры радиационной обстановки в префектуре Фукусима

Населённый пункт	Плотность загрязнения ^{137}Cs , $\text{кБк}/\text{м}^2$	Доза от облака, мЗв	Доза на ЦЖ, Гр	Доза внешнего облучения от поверхности, мЗв			Годовая эффективная доза мЗв
				10 дней	30 дней	Год	
Akougi	3370	0,9	0,24	40,1	65,4	167	180
Terada	500	0,14	0,04	6,1	10	26	28
Teshichiro	1700	0,46	0,12	20,8	34	88	94
Fukushima city	180	0,05	0,38	2,2	3,6	7,24	7,3

Наибольший интерес вызывает радиационная обстановка в крупнейшем населённом пункте префектуры – городе Фукусима. Значения эффективной дозы на территории города достигают 30 мЗв/год, однако свыше 70% значений лежат в диапазоне от 5,5 мЗв/год до 11 мЗв/год.

4. Заключение

В ходе проведения работы была выполнена реконструкция основных параметров радиационной обстановки для наиболее загрязнённых по ^{137}Cs территорий северо-западного радиоактивного следа. Анализ дозовых нагрузок показал вклад различных путей облучения человека. Основной вклад в эффективную дозу даёт внешнее облучение от поверхности земли, что и предопределяет характер и направленность реабилитационных работ в подобных населённых пунктах.

Выбор корреляции для описания межфазного трения двухфазных пароводяных потоков для использования в теплогидравлическом коде HYDRA-IBRAE

Арбаев Г. Э., студент 6 курса МФТИ

Научный руководитель: к.ф.-м.н. Мосунова Н.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-22-19, эл. почта: gennadyarbaev@gmail.com

1. Введение

Межфазное трение – один из ключевых процессов, определяющих межфазное взаимодействие и влияющих на основные характеристики двухфазного потока. Качество моделирования двухфазных пароводяных потоков с помощью канальных (контурных, сетевых) теплогидравлических кодов в значительной степени зависит от точности расчета силы межфазного трения.

Целью данной работы является выработка рекомендаций по внедрению корреляции для описания межфазного трения двухфазных пароводяных потоков в разрабатываемый в ИБРАЭ РАН расчетный код HYDRA-IBRAE.

2. Расчётный код HYDRA-IBRAE и корреляции для расчёта силы межфазного трения

Теплогидравлический расчётный код HYDRA-IBRAE разрабатывается с 2010 г. и предназначен для моделирования переходных и аварийных режимов работы, включая аварии, ядерных энергетических установок с водо-водяным и жидкометаллическими теплоносителями. Код создан на основе опыта разработки и использования отечественных и зарубежных теплогидравлических расчётных кодов (PATEG [1], КОРСАР [2], RELAP [3], CATHARE [4], TRAC [5] и др.). В данной работе будет рассматриваться только водяной теплоноситель.

Течение теплоносителя в коде HYDRA-IBRAE описывается в двухжидкостном гидравлическом приближении. Основными уравнениями, описывающими течение смеси теплоносителя с неконденсируемыми газами, являются уравнения сохранения массы, уравнения сохранения импульса и уравнения сохранения энергии.

Уравнения сохранения количества движения фаз, используемые в коде, имеют следующий вид:

$$\varphi_g \rho_g \frac{\partial V_g}{\partial t} + \varphi_g \rho_g V_g \frac{\partial}{\partial z} V_g + \varphi_g \frac{\partial}{\partial z} P = \Gamma_{iv} (V_{ig} - V_g) + \tau_{ig} + \tau_{wg} - \varphi_g \rho_g g + F_m,$$

$$\varphi_f \rho_f \frac{\partial V_f}{\partial t} + \varphi_f \rho_f V_f \frac{\partial}{\partial z} V_f + \varphi_f \frac{\partial}{\partial z} P = -\Gamma_{iv} (V_{if} - V_f) + \tau_{if} + \tau_{wf} - \varphi_f \rho_f g - F_m - F_{st}.$$

где φ_g – истинное объемное содержание газовой фазы; φ_f – истинное объемное содержание жидкой фазы; V_g – скорость газовой фазы, м/с; V_f – скорость жидкой фазы, м/с; P – давление, Па; ρ_g – плотность газовой фазы, кг/м³; ρ_f – плотность жидкой фазы, кг/м³; Γ – объемная скорость испарения, кг/(м³·с); F_m – удельная сила присоединенной массы, Н/м³. Входящие в систему уравнений τ_{ik} и τ_{wf} определяют удельную силу межфазного трения и удельную силу трения фаз о стенку, Н/м³. Удельная сила межфазного трения может быть представлена в виде:

$$\tau_{gf} = \frac{\xi_{gf} \rho_f \Pi_f |V_g| V_f}{8S},$$

где ξ_{gf} – коэффициент сопротивления формы, м/с; Π_f – площадь жидкой фазы в канале, м²; S – площадь канала, м².

Сила межфазного трения существенно зависит от режима течения двухфазной смеси, определяемой картой режимов, и рассчитывается по эмпирическим корреляциям. Для выбора наиболее точной корреляции для моделирования переходных и аварийных режимов работы, включая аварии, АЭС с РУ ВВЭР, был проведен анализ доступной авторам литературы. В результате были подобраны следующие корреляции для расчета силы межфазного трения: корреляция Ишии [6], корреляция Стокса [7], корреляция Михайлидиса [8], корреляция Томиама [9], корреляция из расчетного кода TRAC, корреляции из расчетного кода СОКРАТ, корреляции из расчетного кода КОРСАР. Корреляции были выбраны исходя из области их применимости, рекомендаций обзоров [10], [11] и позволяют рассчитывать силу межфазного трения для всех режимов течения, определенных картой режимов расчетного кода HYDRA-IBRAE.

3. Выбор корреляции для описания силы межфазного трения по результатам верификации на экспериментах Тихоненко и экспериментах Purdue University

Для выбора корреляции для описания межфазного трения пароводяных потоков перечисленные в предыдущем разделе соотношения были внедрены в расчетный код HYDRA-IBRAE. После этого были проведены расчеты экспериментов Тихоненко [12] и экспериментов Purdue University [13], [14], которые позволили оценить точность выбранных соотношений.

3.1. Эксперименты Тихоненко

Эксперименты Тихоненко проводились в области подъемного и опускного течения. Рабочие участки экспериментальной установки выполнялись из нержавеющей труб внутренним диаметром $d=33$ мм с искусственной шероховатостью равной $2 \cdot 10^{-6}$ м. Отборы статистического давления выполнялись в виде двух кольцевых камер, которые сообщались с потоком с помощью 6–12 отверстий диаметром 1 мм. Расстояние между отборами составляло 1000 мм, длины стабилизирующих участков находились в пределах $35d-45d$. Описываемые эксперименты проводились в области давления 39,2 бар при скоростях циркуляции (отношение массового расхода смеси к произведению плотности жидкости на площадь сечения канала) $\omega=0,2$ м/с, 0,5 м/с, 1 м/с и 2 м/с. В экспериментах проводилось измерение значения истинного объемного паросодержания при разных значениях объемного расходного паросодержания.

3.2. Результаты моделирования экспериментов Тихоненко

На Рис. 1 представлено характерное сравнение экспериментальных данных и результатов расчетов (зависимости истинного объемного паросодержания ϕ от объемного расходного паросодержания β) для двух скоростей циркуляции $\omega=0,2$ м/с и $\omega=0,5$ м/с в области подъемного и опускного движения соответственно.

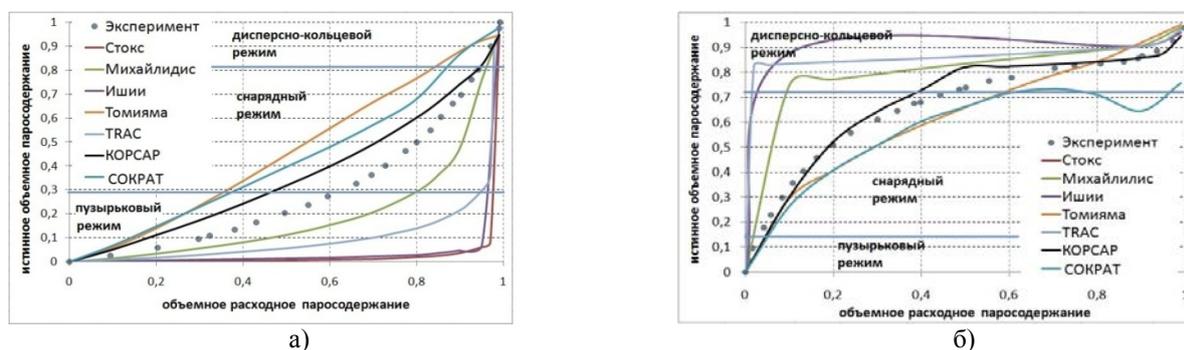


Рис. 1. Зависимость ϕ от β для: подъемного течения с $\omega=0,2$ м/с (а); опускного течения с $\omega=0,5$ м/с (б)

В Таблице 1 показаны значения относительной ошибки расчетных данных, полученных с помощью кода HYDRA-IBRAE с использованием различных корреляций, усредненные по трем экспериментам по подъемному течению со скоростями циркуляции $\omega=0,5$ м/с, 1 м/с, 2 м/с и по трем экспериментам по опускному течению со скоростями циркуляции $\omega=0,5$ м/с, 1 м/с, 2 м/с.

Таблица 1. Относительная ошибка результатов моделирования экспериментов Тихоненко

тип течения	КОРСАР	СОКРАТ	Михайлидис	Томияма	TRAC	Стокс	Ишии
подъемное	14%	19%	18%	28%	37%	82%	82%
опускное	21%	23%	25%	34%	41%	78%	78%

Основываясь на полученных результатах, можно сделать вывод, что эксперименты Тихоненко по подъемному течению описываются всеми корреляциями (за исключением Стокса и Ишии) более точно. Наименьшая относительная ошибка расчетов в пузырьковом и снарядном режимах течения наблюдается у результатов расчетов с корреляциями из расчетных кодов КОРСАР и СОКРАТ и с корреляцией Михайлидиса. В дисперсно-кольцевом режиме течения наименьшая относительная ошибка наблюдается у результатов расчетов с корреляциями из кода КОРСАР.

3.3. Эксперименты Purdue University

Эксперименты Purdue University проводились в области подъемного течения. Тестовый участок экспериментальной установки был сделан из акрилового материала и представлял собой вертикальный канал длиной 5 метров. Центробежный насос пропускал воду через тестовый участок установки со скоростью от 0,05 м/с до 1 м/с. Воздух пропускался через тестовый участок установки со скоростью от 0,1 м/с до 5,1 м/с. Описываемые эксперименты проводились на установках с внутренним диаметром тестовой области 0,15 м и 0,2 м и давлением 180 кПа и 280 кПа. В экспериментах производилось измерение истинного объемного паросодержания при различных значениях скоростей воздушной фазы. Эксперименты проводились при значениях скорости жидкой фазы $j=0,05$ м/с, 0,1 м/с, 0,3 м/с, 0,5 м/с, 1,0 м/с.

3.4. Результаты моделирования экспериментов Purdue University

На Рис. 2 представлено характерное сравнение экспериментальных данных и результатов расчетов (зависимости истинного объемного паросодержания от безразмерной скорости газовой фазы) для двух значений скоростей жидкой фазы $j=0,05$ м/с и $j=0,5$ м/с с диаметром тестовой области 0,15 м и 0,2 м соответственно и давлением 180 кПа и 280 кПа соответственно.

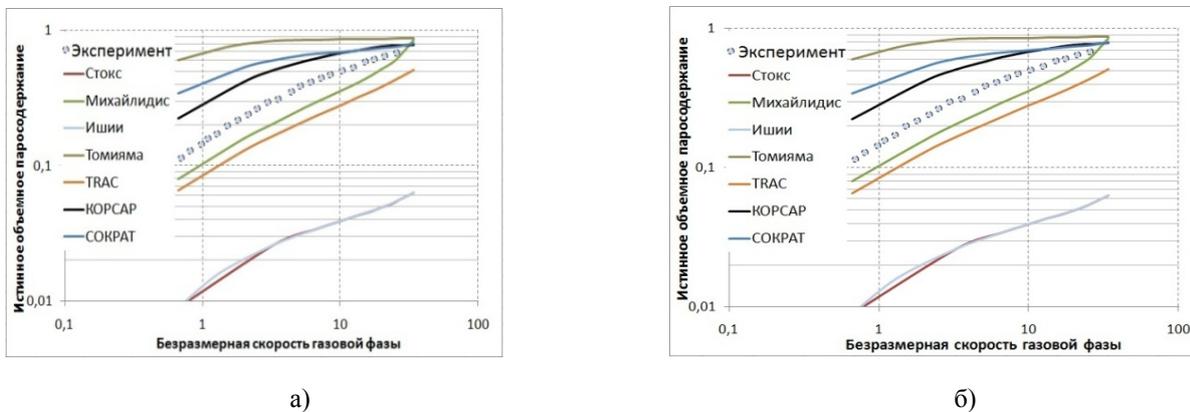


Рис. 2. Зависимость истинного объемного паросодержания от безразмерной скорости газовой фазы при следующих значениях скорости жидкой фазы j : 0,05 м/с (а), 0,5 м/с (б)

В Таблице 2 показаны средние значения относительной ошибки расчетных данных, полученных с помощью кода HYDRA-IBRAE с внедренными корреляциями. Всего было проведено моделирование 20 экспериментов. Усреднение проводилось отдельно для каждого из четырех экспериментов с одинаковыми скоростями жидкой фазы с диаметрами тестовой области 0,15 м и 0,2 м и давлением 180 кПа и 280 кПа.

Таблица 2. Относительная ошибка результатов моделирования экспериментов Purdue University

Скорость жидкой фазы, м/с	КОРСАР	СОКРАТ	Михайлидис	Томияма	TRAC	Стокс	Ишии
0.05	28%	22%	65%	57%	49%	78%	78%
0.1	15%	12%	52%	68%	51%	57%	57%
0.3	10%	26%	40%	69%	48%	80%	80%
0.5	30%	40%	18%	71%	29%	63%	63%
1.0	34%	42%	10%	66%	26%	61%	61%

Основываясь на полученных данных, можно сделать вывод о том, что при небольших значениях скоростей жидкой фазы наиболее точный результат получается с использованием корреляций из расчетных кодов СОКРАТ и КОРСАР, с увеличением скорости жидкой фазы – увеличивается точность расчётов с использованием корреляции Михайлидиса.

4. Заключение

В данной работе было выбрано 7 корреляций для расчёта силы межфазного трения для внедрения в код HYDRA-IBRAE. После имплементации соотношений в расчётный код было проведено моделирование экспериментов Тихоненко и Purdue University по подъемному и опускному течению в диапазоне давлений 0,18–3,92 МПа, скоростей жидкой фазы 0,05–1,0 м/с, диаметров каналов 0,03–0,2 м.

Опираясь на полученные результаты, можно сделать следующие выводы:

- в диапазоне низких скоростей жидкой фазы (<0,1 м/с) наибольшая точность достигается при моделировании экспериментов Тихоненко и Purdue University с использованием корреляций из кодов КОРСАР и СОКРАТ. С увеличением скоростей жидкой фазы улучшается результат моделирования описанных экспериментов с использованием корреляции Михайлидиса;
- эксперименты по подъемному течению в каналах моделируются точнее, чем эксперименты по опускному течению во всех диапазонах граничных условий.

Для выбора наиболее точной корреляции необходим расчёт большего количества экспериментов в диапазоне давлений и скоростей, характерных для переходных и аварийных режимов работы, включая аварии, АЭС с РУ ВВЭР, с последующим выбором или составлением интегральной корреляции на основе полученных данных.

Литература

1. Самигулин М.С. и др. Системный тяжелоаварийный код ПАТЕГ. Модели, методы решения. – ИБРАЭ РАН. – 114 с.
2. Теплофизические и гидродинамические эксперименты для верификации расчетного кода КОРСАР. –Институт теплофизики СО РАН. – 2001 г.
3. RELAP5/MOD3 CODE MANUAL VOLUME I: CODE STRUCTURE, SYSTEM MODELS, AND SOLUTION METHODS. – SCIENTECH, Inc. Rockville, Maryland Idaho Falls, Idaho. – 1999.
4. Boisadam C. Qualification Report CATHARE Revision 5. Reflooding. Volume Q6, STR/LML/EM/92-103, CENG, Grenoble, 1992.
5. Cheng Y.-H., Shih C., Wang J.-R. A Study of Steam-Water Counter-Current Flow Model in Trace Code// Nuclear Engineering & Design, V.237(10), pp 1088-1095, 2006.
6. Ishii M and Zuber N (1978) "Relative motion and interfacial drag coefficient in dispersed two - phase flow of bubbles, drops and particles". Paper 56 a, AIChE 71st Ann. Meet., Miami.
7. Stokes GG (1880) Mathematical and physical papers, vol 1, Cambridge University.
8. Michaelides EE (March 2003) "Hydrodynamic force and heat/mass transfer from particles, bubbles and drops." The Freeman Scholar Lecture, ASME Journal of Fluids Engineering, vol 125 pp 209-238.
9. Tomiyama A, Matsuoka T, Fukuda T and Sakaguchi T (April 3-7, 1995) A simple numerical method for solving an incompressible two-fluid model in a general curvilinear coordinate system. Proc. of The 2nd International Conference on Multiphase Flow '95 Kyoto, Kyoto, Japan, vol 2 pp NU-23 to NU-30.
10. Стрижов В.Ф., Киселев А.Е. и др. Совершенствование сквозной системы кодов для обоснования безопасности АЭС с РУ ВВЭР. Книга 1. – ИБРАЭ РАН. – 2010. – 522с.
11. Wallis GB (1974) The terminal speed of single drops or bubbles in an infinite medium. Int. J. Multi phase Flow, vol 1 pp 491-511.
12. Тихоненко Л.К. Влияние шероховатости и направления течения на характеристики двухфазного адиабатного потока. – 1964.
13. J.P. Schlegel, P. Sawant, S. Paranjape. Void fraction and flow regime in adiabatic upward two-phase flow in large diameter vertical pipes. – Purdue University, 400 Central Dr., West Lafayette, IN 47907-2017, USA.
14. Joshua Schlegel, Takashi Hibiki, Mamoru Ishii. Development of a comprehensive set of drift-flux constitutive models for pipes of various hydraulic diameters. – Purdue University, School of Nuclear Engineering, 400 Central Dr., West Lafayette, IN 47907-2017, USA.

Прямое численное моделирование турбулентного течения вязкой несжимаемой жидкости по схеме Кабаре в плоском канале при $Re=5600$

Асфандияров Д.Г., аспирант 3 года ИБРАЭ РАН

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-54, эл. почта: rossbot@list.ru

1. Введение

Полное описание турбулентного течения, где разрешены все необходимые масштабы, и переменные потока (такие как скорость, давление) представлены, как функции от координат и времени, может быть получено путем численного решения уравнений Навье-Стокса. Эти вычислительные методы названы термином прямое численное моделирование (Direct Numerical Simulation, сокращенно DNS).

В 1987 году был представлен первый расчет DNS в плоском канале группой Джона Кима из исследовательского центра в Эймсе (НАСА) [1]. Сейчас, при сравнительно больших вычислительных мощностях, течение в канале и влияние соответствующих факторов на характеристики течения исследуется на подробных сетках и при больших числах Рейнольдса. Самый крупный расчет в плоском канале был проведен в 2006 году при числе Рейнольдса $Re_\tau = 2003$ [2] (индекс τ обозначает, что число

Рейнольдса определено по динамической скорости $u_\tau \equiv \sqrt{\frac{\tau_w}{\rho}}$ [3], где τ_w - сдвиговое напряжение на стенке, ρ - плотность) на сетке 1.8×10^{10} ($6144 \times 633 \times 4608$) узлов. Расчет занял 6×10^6 процессоро-часов на 2048 процессорах. Данные DNS расчетов турбулентного течения в канале сейчас достаточно надежны, чтобы использоваться для юстировки экспериментальных методов диагностики. Многие данные DNS расчетов в плоском канале сейчас доступны [4-5].

Схема Кабаре [6] хорошо зарекомендовала себя в задачах однородной изотропной турбулентности и термоконвекции [7-8]. В данной работе представлены результаты прямого численного моделирования турбулентного течения по схеме Кабаре в плоском канале при числе Рейнольдса $Re = 5600$. Представлены средний профиль скорости, компоненты рейнольдсовского тензора, распределение вязкого напряжения в канале, вычислен коэффициент сопротивления. Результаты сравниваются с результатами расчета группы Джона Кима.

2. Расчетная область и разрешение сетки

Геометрия области и система координат показаны на рис.1. Полностью развитый турбулентный поток в плоском канале однороден в продольном и поперечном направлениях. Вдоль этих направлений использованы периодические граничные условия. Использование периодических граничных условий может быть оправданно, если соответствующая длина расчетной области (период) выбрана так, чтобы разрешать самые крупные вихри. Как и в работе [1], выбор расчетной области сделан исходя из изучения данных двухточечной корреляции. Длина расчетной области считается достаточной, если турбулентные флуктуации скорости вдоль соответствующего направления на расстоянии половины периода не коррелируют.

Расчет проводился на сетке 4194304 ячеек ($256 \times 128 \times 128$, в направлениях x , y , z соответственно) для числа Рейнольдса 5600, определенного по высоте канала 2δ и средней скорости в потоке u_m -

$Re_m = \frac{2\delta u_m}{\nu}$, что соответствует числу Рейнольдса 180, определенному по полувысоте канала и

динамической скорости u_τ - $Re_\tau = \frac{\delta u_\tau}{\nu}$. Расстояние от стенки измеряют обычно в пристенных единицах

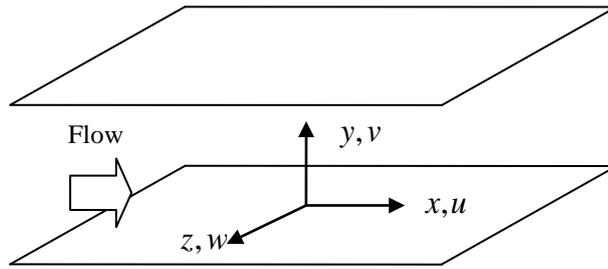


Рис. 1. Координатная система в канале

$y^+ \equiv \frac{u_\tau y}{\nu}$. Для выбранного числа Рейнольдса размеры области в периодических направлениях взяты, как и в работе [1], $4\pi\delta$ (в продольном направлении) и $2\pi\delta$ (в поперечном направлении). Для расчета использована неравномерная сетка со сгущением возле границы.

Размер первой ячейки возле стенки $y^+ \approx 0.026$ (в работе [1] - ≈ 0.05) – дальнейшее измельчение сетки возле границы не приводит к изменению коэффициента сопротивления более чем на 0,4%. Разрешение сетки в центральной части - $y^+ \approx 9.16$.

3. Вычислительный процесс

Течения несжимаемой жидкости описываются уравнениями Навье-Стокса, которые можно отнести к гиперболическим системам только относительно компонент скорости, если рассматривать давление как параметрическое поле, обеспечивающее выполнение условия несжимаемости. При такой трактовке уравнений, алгоритм их численного решения можно разбить на два этапа: вычисление предварительных значений компонент скорости на последующем временном слое из решения системы уравнений:

$$\frac{\partial u_i}{\partial t} + \nabla \cdot (u_i \vec{u}) = \mu \Delta u_i,$$

и последующую корректировку найденного поля скоростей с целью придания ему свойства соленоидальности:

$$\nabla \cdot \vec{u}^{n+1} = 0.$$

Подробный алгоритм вычисления по схеме Кабаре описан в [7] и заключается в последовательном решении явной части схемы (вычисление скоростей на последующем временном слое) и решении уравнения Пуассона для давления. Для расчета на суперкомпьютере используется библиотека MPI. Уравнение Пуассона решается с помощью параллельной реализации алгоритма быстрого прямого метода, изложенного в работе [9] и параллельной прогонки [10]. Программная реализация данного алгоритма предоставлена Финогеновым С.А.

Расчеты проводились на суперкомпьютере «Ломоносов» на 128 процессорах. Расчетное время составило 9 дней (27648 процессоро-часов).

4. Статистика турбулентного течения

Вначале расчет велся как неявный LES – использовалась равномерная расчетная сетка. Затем поле скорости интерполировалось на сгущающуюся расчетную сетку. Осреднение статистических характеристик потока по времени начиналось при достижении статистически устойчивого состояния.

Это состояние определялось по линейному профилю общего сдвигового напряжения $-\langle u'v' \rangle + \frac{1}{\text{Re}} \frac{\partial \langle u \rangle}{\partial y}$ и

выходу суммарной кинетической энергии на квазипериодический уровень. Под треугольными скобками подразумевается осреднение по времени t и по двум периодическим направлениям x и z , штрих

обозначает флуктуацию соответствующей величины.

Профиль средней скорости обезразмеренный на динамическую скорость u_τ показан на рисунке 2.а. Совпадение профиля средней скорости, соответствующего верхней и нижней половине канала показывает адекватность выбранного промежутка осреднения. Осреднение профиля скорости проводилось в течении 20 пролетов области. Также проводится сравнение с профилем средней скорости Kim et al 1987. Пунктирные линии представляют собой линейный (в пристенном слое - $y^+ < 5$) и логарифмический (в турбулентном ядре) законы.

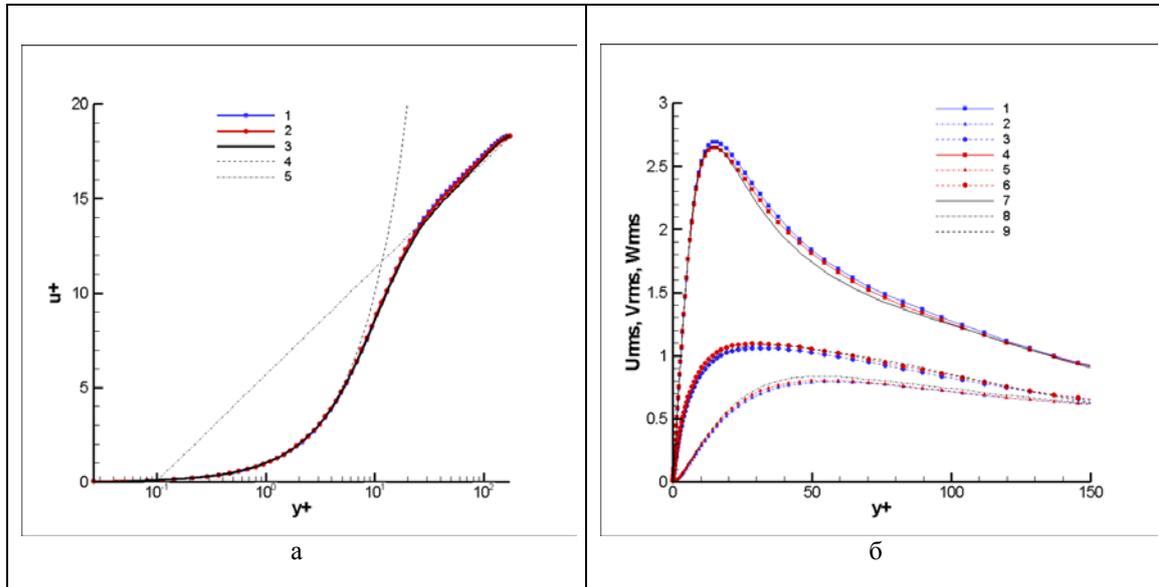


Рис.2. а - 1) средний профиль скорости на нижней стенке, 2) средний профиль скорости на верхней стенке, 3) средний профиль скорости в работе [1], 4) $u^+ = y^+$, 5) $u^+ = (1/0.41) * \ln(y^+) + 5.7$; б - Профили среднеквадратических флуктуаций скорости: 1), 2), 3) U_{rms} , V_{rms} , W_{rms} на нижней стенке соответственно; 4), 5), 6) U_{rms} , V_{rms} , W_{rms} на верхней стенке соответственно; 7), 8), 9) U_{rms} , V_{rms} , W_{rms} в работе [1] соответственно

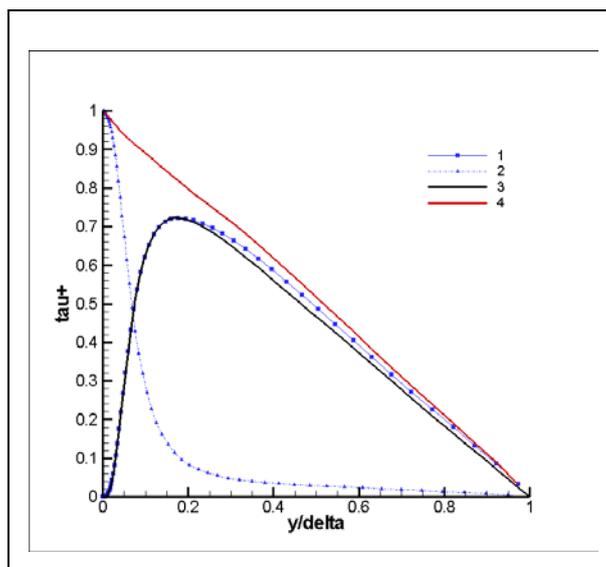


Рис.3. Средние профили реинольдсовского – 1), вязкого – 2) и общего напряжения – 4); 3) – средний профиль реинольдсовского напряжения в работе [5].

Коэффициент сопротивления в канале $C_f = \tau_w / \frac{1}{2} \rho U_m^2$ равен 8.015×10^{-3} (Kim et al 1987 - 8.18×10^{-3}), что хорошо соотносится с экспериментальным законом Dean 1978 $C_f = 0.073 \text{Re}_m^{-0.25} = 8.44 \times 10^{-3}$ [11]. Отношение средней скорости в центральной части потока к средней скорости U_c/U_m равно 1.16, что соответствует закону Dean 1978 $U_c/U_m = 1.28 \text{Re}_m^{-0.016} = 1.16$ [11].

Среднеквадратические флуктуации скорости, нормированные на динамическую скорость, показаны на рисунке 2.б. На рисунке 3 представлены вязкое $\frac{1}{\text{Re}} \frac{\partial \langle u \rangle}{\partial y}$, рейнولدсовское $-\langle u'v' \rangle$ и общее сдвиговое напряжение $-\langle u'v' \rangle + \frac{1}{\text{Re}} \frac{\partial \langle u \rangle}{\partial y}$ в зависимости от расстояния от стенки.

5. Заключение

Проведен расчет течения вязкой несжимаемой жидкости в плоском канале по схеме Кабаре. Схема Кабаре монотонна, бездиссипативна и обладает хорошими дисперсионными свойствами и показала себя как идеальный LES при расчете задач термоконвекции и однородной изотропной турбулентности. В данной работе приведен результат прямого численного моделирования течения вязкой несжимаемой жидкости по схеме Кабаре в плоском канале. Результаты показали хорошее совпадение с расчетными данными группы Джона Кима (1987г.) и экспериментальным законом Dean 1978. Схема Кабаре явная и поэтому шаг интегрирования по времени сильно зависит от разрешения сетки. В данном расчете сетка была взята таким образом, что дальнейшее ее измельчение возле границы не приводит к изменению коэффициента сопротивления более чем на 0,4%. На пристенную область ($y^+ < 10$) приходилось 30 ячеек, а отношение высоты граничной ячейки к ее поперечному размеру составило ≈ 335 .

Литература

1. Kim J, Moin P, Moser R. Turbulence statistics in fully developed turbulent channel flow at low Reynolds number. J Fluid Mech 1987; 177:133–66.
2. S. Hoyas and J. Jimenez. Scaling of the velocity fluctuations in turbulent channels up to $\text{Re}^\tau = 2003$. Phys. Fluids 18, 011702 1–4 (2006).
3. Лойцянский Л.Г.. Механика жидкости и газа. Изд. 6-е. М.: Наука. Гл. ред. физ.-мат. лит., 1987.
4. http://www2.warwick.ac.uk/fac/sci/eng/staff/ymc/research/dns_database/
5. http://www.thtlab.t.u-tokyo.ac.jp/DNS/dns_database.html
6. Головизнин, В.М. Балансно-характеристический метод численного решения уравнений газовой динамики // Докл.Акад.наук. – 2005. – Т.403, №4. – С.1-6.
7. Головизнин В.М., Карабасов С.А., Короткин И.А., Сороковикова О.С. Надсеточное моделирование однородной изотропной турбулентности в одномерном и двумерном случаях. //Фундаментальные проблемы моделирования турбулентных и двухфазных течений: в 2 т. – М.: Наука, 2010. Т.2 : Численное моделирование.
8. В.Ю. Глотов, В.М. Головизнин, Схема КАБАРЕ для двумерной несжимаемой жидкости в переменных завихренности-функция тока. Математическое моделирование, 2011, Т. 23, №. 9, стр. 89–104. ISSN 2070_0482, Mathematical Models and Computer Simulations, 2012, Vol. 4, No. 2, pp. 144–154. © Pleiades Publishing, Ltd., 2012.
9. Кузнецов Ю.А. Вычислительные методы в подпространствах // Вычислительные процессы и системы. М.: Наука, 1985. Вып.2. С.265-350
10. Акимова Е.Н., Белоусов Д.В. Параллельные алгоритмы решения СЛАУ с блочно-тредиагональными матрицами на многопроцессорных вычислителях. Вестник УГАТУ, 2011, Т. 15, № 5(45). С. 87-93
11. Dean R. B. Reynolds number dependence of skin friction and other bulk flow variables in two-dimensional rectangular duct flow. Trans. ASME I: J. Fluids Engng 100,215. (1978)

Моделирование коагуляции частиц в аэрозольном модуле

Атеш А. Г., инженер

Научный руководитель: к.ф.-м.н., ст. арший научный сот. рудник Сорокин А.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

1. Введение

Основным методом анализа безопасности АЭС и радиационного заражения окружающей среды при гипотетических запроектных авариях является моделирование поведения реактора на всех стадиях развития аварии с использованием специальных интегральных кодов. При этом моделирование образования аэрозолей в первом контуре (ПК) реактора при выходе продуктов деления (ПД) из разгерметизированных твэлов в объём теплоносителя является необходимым условием для определения параметров источника радиоактивных частиц в защитную оболочку (ЗО) реактора, а значит и достоверной оценки последствий выхода радиоактивности за пределы корпуса реактора [1, 2].

В данной работе на тестовых задачах проведено сравнение по точности расчетного метода Фиксированных Осредненных Монодисперсных Мод (ФОММ) с методами, применяемыми в современных интегральных кодах для моделирования коагуляции частиц аэрозолей. Представлены результаты для моделей из наиболее известных интегральных кодов ASTEC (аэрозольный модуль SOPHAEROS), MELCOR (MAEROS) и СОКРАТ (ПРОФИТ) [4-6].

2. Метод ФОММ для моделирования коагуляции частиц

Для численного решения общего уравнения кинетики аэрозолей (рассматривается случай однокомпонентных частиц) могут быть использованы различные методы в зависимости, в основном, от способа аппроксимации функции распределения частиц по размеру [2, 3]. Наиболее универсальным способом моделирования является метод фракций. В рамках этого метода спектр размеров частиц (например, объема) представляется в виде отдельных фракций с фиксированными или подвижными границами. Как следствие, общее интегро-дифференциальное динамическое уравнение переходит в систему нелинейных дифференциальных уравнений первого порядка для концентрации или массы частиц каждой фракции. Основным недостатком метода фракций является эффект индуцированной численной диффузии по оси размеров. Очевидным способом минимизации этого эффекта является увеличение количества рассматриваемых фракций. Однако при этом существенно возрастает и время расчета, примерно, как квадрат размерности системы уравнений.

Образование аэрозолей в ПК реактора при тяжелой аварии характеризуется очень широким изменением спектра размеров частиц, примерно, в диапазоне от 1 нм (R_{\min}) до 10 мкм. Как следствие, для сохранения приемлемой точности решения уравнений оказывается необходимым рассматривать порядка 100 и более фракций. Следовательно, актуальным является поиск более эффективных и точных методов расчета коагуляции частиц, поскольку именно на расчет коагуляции затрачивается основное время работы аэрозольного модуля. Один из таких методов представлен в данной работе.

Основным параметром, характеризующим регулярную структуру размерных фракций, является отношение объемов частиц из соседних фракций, $\alpha = X_i / X_{i-1}$, где X_i есть характерный объем частиц i -ой фракции [2, 3]. В основе метода расчета коагуляции в кодах ASTEC и СОКРАТ лежит метод «fixed pivots» или Фиксированных Монодисперсных Мод (ФММ) [7]. Основным предположением этого метода является представление непрерывной функции распределения в виде конечного набора монодисперсных мод, фиксированных на оси размеров. Для каждой пары сталкивающихся частиц « $j+k$ » результирующая частица с суммарным объемом $a = X_j + X_k$ перераспределяется между соответствующими ближайшими модами $X_{i-1} \leq a < X_i$ при условии сохранения потоков концентрации $K(X_j, X_k)N_jN_k$ и объема частиц $K(X_j, X_k)N_jN_k(X_j + X_k)$ в i -ю фракцию (здесь $K(X_j, X_k)$ есть константа скорости коагуляции частиц с объемами X_j и X_k).

В разрабатываемом модуле AERMOD моделирование коагуляции основано на методе Фиксированных Осредненных Монодисперсных Мод (ФОММ), который является усовершенствованием метода ФММ [8]. Его основные отличия заключаются в определении эффективного (среднего) объема частиц a_i для которых выполняется условие $X_{i-1} \leq a_i < X_i$ (ниже $\delta_{j,j} = 1$, $\delta_{j,k \neq j} = 0$)

$$\begin{aligned} FN_i &= \sum_{v_{i-1} \leq (X_j + X_k) < v_i}^{j \geq k} \left(1 - \frac{1}{2} \delta_{j,k}\right) K(v_j, v_k) N_j N_k, \\ FV_i &= \sum_{v_{i-1} \leq (X_j + X_k) < v_i}^{j \geq k} \left(1 - \frac{1}{2} \delta_{j,k}\right) K(v_j, v_k) N_j N_k (X_j + X_k), \\ a_i &= \frac{FV_i}{FN_i} \end{aligned} \quad (1)$$

и в способе перераспределения частицы с эффективным размером между фракциями (а не отдельно для каждого столкновения, как сделано в методе ФММ)

$$\begin{aligned} v_{i-1} \leq a_i < X_i : b_{i-1} &= FN_i \frac{X_i - a_i}{X_i - X_{i-1}}, \quad b_i = FN_i \frac{a_i - X_{i-1}}{X_i - X_{i-1}}, \\ X_i \leq a_i < v_i : b_i &= FN_i \frac{X_{i+1} - a_i}{X_{i+1} - X_i}, \quad b_{i+1} = FN_i \frac{a_i - X_i}{X_{i+1} - X_i}, \end{aligned} \quad (2)$$

где коэффициенты b_{i-1} , b_i и b_{i+1} определяют доли от суммарного потока частиц соответственно в X_{i-1} , X_i и X_{i+1} моды.

3. Сравнение методов расчета коагуляции

В данном разделе представлено сравнение с точным (аналитическим) решением результатов расчета для различных методов моделирования коагуляции частиц, используемых в интегральных кодах, для двух тестовых задач – с постоянным коэффициентом коагуляции $K(u, v) = K_0$ и с коэффициентом коагуляции, пропорциональным сумме объемов сталкивающихся частиц $K(u, v) = K_1(u + v)$, что характерно для случая коагуляции частиц в турбулентном потоке [2, 3]. Начальное распределение частиц по объему принималось в виде экспоненциальной функции. Рассматривались методы моделирования коагуляции, используемые в известных модулях SOPHAEROS кода ASTEC, MAEROS кода MELCOR, ПРОФИТ кода СОКРАТ и разрабатываемого модуля AERMOD. Отметим, что в модуле SOPHAEROS используется упрощенный вариант метода ФММ с параметром сетки размеров $\alpha > 1.6$, что позволяет исключить двойные суммы в кинетических уравнениях [4, 7]. В модуле MAEROS используется метод Gelbard, для которого особенностью является вычисление двойных интегралов при определении коэффициентов распределения частиц между модами [5]. В модуле ПРОФИТ реализована версия метода ФММ с параметром $\alpha > 2$ и вычислением двойных сумм при определении пары частиц, столкновение которых приводит к образованию частиц из i -ой фракции [7]. Для сравнения в модуле AERMOD используется метод ФОММ с произвольным значением параметра сетки размеров $\alpha > 1$, что позволяет проводить детальные расчеты функции распределения частиц аэрозолей по размерам.

Результаты расчетов для функции распределения частиц по радиусу представлены на рисунках 1 и 2 для безразмерного времени соответственно $\tau = 500$ ($\tau = N_0 K_0 t$ – первая задача) и $\tau = 5$ ($\tau = N_0 K_1 v_0 t$ – вторая задача). Здесь безразмерный параметр τ определяет характерный временной масштаб коагуляции, t есть физическое время, N_0 концентрация и $v_0 = (4/3)\pi r_0^3$ средний объем частиц для начального экспоненциального распределения. Расчеты проводились при значениях параметров: $N_0 = 10^{14} \text{ м}^{-3}$, $r_0 = 2.5 \text{ нм}$, $K_0 = 10^{-14} \text{ м}^3 / \text{с}$ и $K_1 = K_0 / v_0$, характерных для условий интенсивного образования аэрозолей ПД в ПК реактора при тяжелой аварии с выходом ПД из топливных элементов в теплоноситель [9].

Из сравнения представленных на рисунках 1 и 2 расчетных результатов для функции распределения с использованием различных методов моделирования коагуляции с точным решением можно сделать следующие выводы. Численные решения, полученные для методов из кодов ASTEC, MELCOR и СОКРАТ довольно близки между собой и заметно хуже по точности по сравнению с решением для метода ФОММ. При этом на рисунке 2 для расчетов с использованием метода ФММ (ASTEC и СОКРАТ) примерно 40% частиц по массе выходит за пределы точного решения для данного момента

времени, т.е. наблюдается искусственное завышение концентрации крупных частиц. Потенциально этот результат может привести к существенному и нефизичному завышению скорости выведения активности из объема газа с радиоактивными частицами, например, вследствие гравитационного осаждения. Важно также отметить, что расчеты на рисунке 2 с использованием метода ФОММ проводились для значений параметра сетки размеров $\alpha = 4$ и $\alpha = 16$, что означает меньшее количество решаемых уравнений, соответственно в 2 и 4 раза, по сравнению с расчетами с использованием методов из кодов ASTEC, MELCOR и СОКРАТ (где $\alpha = 2$). Как следствие, расчеты с методом ФОММ требовали меньших затрат машинного времени. Таким образом, использование метода ФОММ позволяет улучшить точность моделирования коагуляции частиц при меньших затратах времени на проведение расчета.

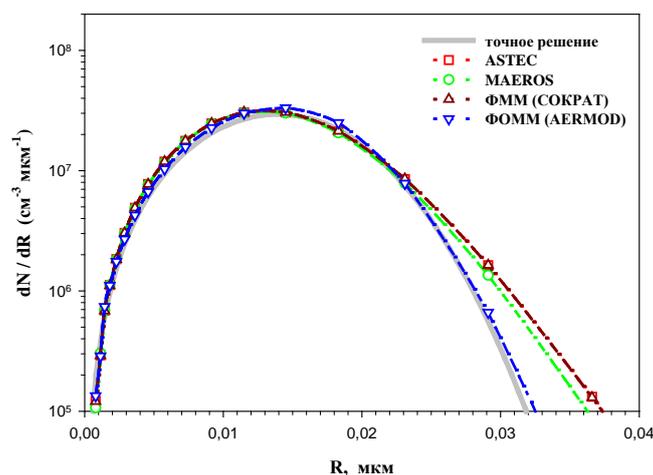


Рис. 1. Сравнение расчетных результатов для функции распределения частиц по радиусу с точным решением для различных методов моделирования коагуляции и модельной задачи с постоянным коэффициентом коагуляции $K_0 = 10^{-14} \text{ м}^3 / \text{с}$. Начальное распределение частиц по объему являлось экспоненциальным с концентрацией частиц $N_0 = 10^{14} \text{ м}^{-3}$ и радиусом $r_0 = 2.5 * 10^{-9}$ метра. Расчеты проводились на сетке размеров частиц с параметром $\alpha = 2$. Результаты приведены для безразмерного времени $\tau = tK_0N_0 = 500$

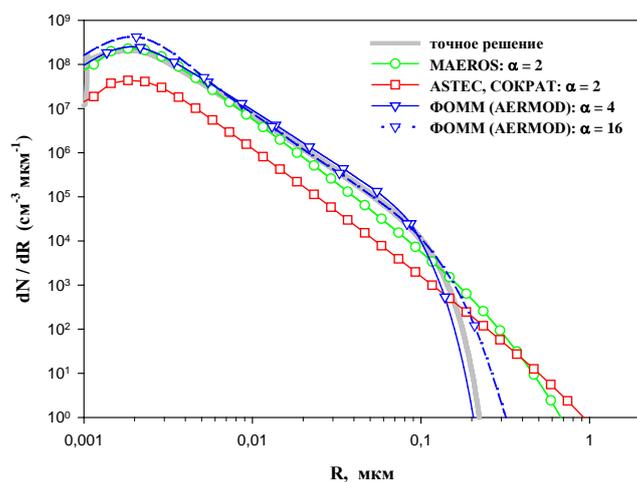


Рис. 2. Сравнение расчетных результатов для функции распределения частиц по радиусу с точным решением для различных методов моделирования коагуляции и модельной задачи с переменным коэффициентом коагуляции $K(u, v) = (K_0 / v_0)(u + v)$, где $K_0 = 10^{-14} \text{ м}^3 / \text{с}$ и $v_0 = (4/3)\pi r_0^3$. Начальное распределение частиц по объему являлось экспоненциальным с концентрацией частиц $N_0 = 10^{14} \text{ м}^{-3}$ и радиусом $r_0 = 2.5 * 10^{-9}$ метра. Расчеты проводились на сетке размеров частиц с параметром $\alpha = 2$ (методы из кодов ASTEC, MELCOR и СОКРАТ) и $\alpha = 4, 16$ (метод ФОММ). Результаты приведены для безразмерного времени $\tau = 5$

4. Выводы

Представлен анализ различных подходов метода фракций для моделирования коагуляции однокомпонентных частиц аэрозолей. Выполнено тестирование различных методов по точности для двух тестовых задач. Показано, что для детальных расчетов процесса коагуляции частиц аэрозолей более предпочтительным является метод фиксированных осредненных монодисперсных мод.

Литература

1. В.П. Спассков, Ю.Г. Драгунов, С.Б. Рыжов и др. Расчетное обоснование теплогидравлических характеристик реактора и РУ ВВЭР. М.: ИКЦ «Академкнига», 2004.
2. M.M.R. Williams and S.K. Loyalka. Aerosol Science: Theory and Practice with Special Applications to the Nuclear Industry. Pergamon Press, Oxford, UK, 1991.
3. В.Н. Пискунов. Теоретические модели кинетики формирования аэрозолей. Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ. 2000.
4. ASTEC V2 SOPHAEROS module. Theoretical manual. / Cousin F. // DPAM-SEMIC-181. 2009.
5. MAEROS User Manual / Gelbard F. // NUREG/CR – 1391. SAND80 – 0822. Sandia National Laboratories. 1982.
6. L. Bolshov, V. Strizhov. SOCRAT The System of Codes for Realistic Analysis of Severe Accidents. Proceeding of ICAPP'06 Reno, NV USA, June 4-8, 2006, Paper 6439. Расчетный код СОКРАТ/В1", Аттестационный паспорт программного средства, Рег. номер 275, 13.05.2010.
7. S. Kumar, D Ramkrishna. On the solution of population balance equations by discretization-I. A fixed pivot technique. Chemical Engineering Science, 51, 1311-1332, 1996.
8. J. Kumar, M. Peglow, G. Warnecke, S. Heinrich, L. Morl. Improved accuracy and convergence of discretized population balance for aggregation: The cell average technique. Chemical Engineering Science, 61, 3327-3342, 2006.
9. M.P. Kissane, I. Drosik. Interpretation of Fission-Product Transport Behavior in the Phebus FPT0 and FPT1 Tests // Nuclear Engineering and Design. 2006. Vol. 236. P. 1210-1223.

Кластеризация аэрозольных частиц в однородном турбулентном сдвиговом потоке

Бекетов А.И., аспирант 1 года МФТИ

Научный руководитель: к.ф.-м.н., и.о. зав. лаб. ИБРАЭ РАН Алипченков В.М.

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

эл. почта: Andrey1919@gmail.com

1. Введение

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

Аккумуляция частиц в однородном изотропном турбулентном потоке происходит благодаря взаимодействию частиц аэрозолей с турбулентными вихрями несущего потока [2]. Это явление может быть причиной увеличения скорости седиментации частиц, существенного возрастания ядер столкновения и процесса коагуляции частиц [1], [3], [4], [5]. Поэтому явление кластеризации необходимо учитывать при анализе многих процессов, происходящих в природе и технике. В том числе в атомной энергетике, например, при анализе эволюции радиоактивных аэрозольных частиц, возникших при аварии.

Следует отметить, что существует несколько критериев для количественных характеристик кластеризации частиц [1]. Одной из наиболее удобных характеристик эффекта аккумуляции частиц является радиальная функция распределения (РФР), равная отношению плотности вероятности обнаружения пары частиц к соответствующей величине в однородной суспензии [1]. Использование подхода РФР позволяет учитывать явление кластеризации в расчетных моделях при изучении таких процессов, как коагуляция и седиментация частиц. Представленный метод описания кластеризации в данной работе позволяет определять РФР.

Целью данной работы являлось построение модели, качественно описывающей явление кластеризации (аккумуляции) аэрозольных частиц в однородном турбулентном сдвиговом потоке, а также верификация полученной модели по результатам прямого численного моделирования (DNS), представленных в работе [6].

2. Описание модели

Представленная модель в данной работе основывается на статистическом подходе, разработанном в [4], и развитом в работах [7], [8]. Данная модель получена из кинетического уравнения для двухточечной (двухчастичной) функции плотности вероятности (ФПВ) распределения относительной скорости двух частиц $P(\mathbf{r}, \mathbf{w}, t)$. ФПВ ($P(\mathbf{r}, \mathbf{w}, t)$) по определению - вероятность обнаружить пару частиц на расстоянии \mathbf{r} друг от друга, с относительной скоростью \mathbf{w} и в момент времени t . Запишем кинетическое уравнение [1], [8]:

$$\begin{aligned} \frac{\partial P}{\partial t} + w_i \frac{\partial P}{\partial r_i} + \frac{1}{\tau_p} \frac{\partial (\Delta U_i - w_i) P}{\partial w_i} &= F_{ij} \frac{\partial^2 P}{\partial w_i \partial w_j} + G_{ij} \frac{\partial^2 P}{\partial w_i \partial r_j}, \\ F_{ij} &= \frac{f_\sigma \Sigma_{ij} + f_\omega \Omega_{ij}}{\tau_p} + (l_\sigma \Sigma_{ik} + l_\omega \Omega_{ik}) \frac{\partial \Delta U_j}{\partial r_k} - \frac{1}{2} \left(f_{\sigma 1} \frac{D \Sigma_{ij}}{Dt} + f_{\omega 1} \frac{D \Omega_{ij}}{Dt} \right), \quad G_{ij} = g_\sigma \Sigma_{ij} + g_\omega \Omega_{ij}, \\ \frac{D \Sigma_{ij}}{Dt} &= \frac{\partial \Sigma_{ij}}{\partial t} + \Delta U_{pk} \frac{\partial \Sigma_{ij}}{\partial r_k} + \frac{\partial \Sigma_{ijk}}{\partial r_k}, \quad \frac{D \Omega_{ij}}{Dt} = \frac{\partial \Omega_{ij}}{\partial t} + \Delta U_{pk} \frac{\partial \Omega_{ij}}{\partial r_k} + \frac{\partial \Omega_{ijk}}{\partial r_k}, \end{aligned} \quad (1)$$

$$f_\zeta = \frac{2\Omega_\zeta + z^2}{2\Omega_\zeta + 2\Omega_\zeta^2 + z^2}, \quad g_\zeta = \frac{T_\zeta}{\tau_p} - f_\zeta, \quad f_{\zeta 1} = \frac{(2\Omega_\zeta + z^2)^2 - 2\Omega_\zeta^2 z^2}{(2\Omega_\zeta + 2\Omega_\zeta^2 + z^2)^2}, \quad l_\zeta = g_\zeta - f_{\zeta 1}, \quad \zeta = \sigma \text{ or } \omega,$$

где τ_p - время динамической релаксации частиц, ΔU_i - среднее приращение относительной скорости жидкости между двумя точками, ΔU_{pi} - среднее приращение относительной скорости частиц, движущихся вдоль их траекторий движения, Σ_{ij} и Ω_{ij} - тензоры второго ранга натяжения и вращения. Коэффициенты f_ζ , g_ζ , $f_{\zeta 1}$, l_ζ определяют отклик пары частиц на флуктуацию скорости турбулентного потока. $\Omega_\zeta \equiv \tau_p / T_\sigma$ - параметр инерционности частиц, $z \equiv \tau_T / T_L$ - отношение Тейлоровского дифференциального и Лагранжевого интегрального временных масштабов турбулентности. Данные временные масштабы определяются, как [4]:

$$\tau_T = \left(\frac{2 \text{Re}_\lambda}{15^{1/2} a_0} \right)^{1/2} \tau_k, \quad a_0 = \frac{a_{01} + a_{0\infty} \text{Re}_\lambda}{a_{02} + \text{Re}_\lambda}, \quad a_{01} = 11, \quad a_{02} = 205, \quad a_{0\infty} = 7,$$

$$T_L = \frac{2(\text{Re}_\lambda + C_1) \tau_k}{15^{1/2} C_{0\infty}}, \quad C_{0\infty} = 7, \quad C_1 = 32, \quad \text{Re}_\lambda = \left(\frac{15u'^4}{\varepsilon \nu} \right)^{1/2},$$

где u' - пульсация скорости несущего потока, ε - скорость диссипации кинетической энергии турбулентности, ν - коэффициент кинематической вязкости жидкости.

Рассмотрим кластеризацию частиц в анизотропном однородном сдвиговом потоке с постоянным средним градиентом скорости:

$$U_i = (Sz, 0, 0), \quad (2)$$

где S - величина градиента скорости.

Введем следующие переменные:

$$\Gamma = \int P d\mathbf{w}, \quad W_i = \frac{1}{\Gamma} \int w_i P d\mathbf{w}, \quad S_{p,ij} = \langle w'_i w'_j \rangle = \frac{1}{\Gamma} \int (w_i - W_i)(w_j - W_j) P d\mathbf{w},$$

где Γ - радиальная функция распределения (РФР), \mathbf{w} - относительная скорость пары частиц, W_i - средняя относительная скорость пары частиц, $S_{p,ij}$ - структурная функция частиц второго порядка.

Будем считать, что частицы полностью двигаются со средней скоростью несущей среды, поэтому средняя относительная скорость частиц совпадает со средней скоростью несущей среды. Поэтому радиальная, полярная и азимутальная компоненты средней относительной скорости частиц и несущей среды запишутся следующим образом:

$$W_r = \Delta U_r = Sr \sin \varphi \cos \varphi \cos \psi, \quad W_\varphi = \Delta U_\varphi = Sr \cos^2 \varphi \cos \psi, \quad W_\psi = \Delta U_\psi = -Sr \cos \varphi \sin \psi. \quad (3)$$

Рассмотрим поведение частиц в стационарной суспензии. Проинтегрировав (1) по подпространству скоростей \mathbf{w} , получив первые три момента ([4], [7], [8]), а затем, усреднив по углу, учитывая соотношения (2) и (3), получим:

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

$$\begin{aligned}
& -\frac{4}{3\bar{r}} \left[g_{\sigma} \hat{\Sigma}_{ll} \frac{d\hat{\Sigma}_{nm}}{d\bar{r}} + \frac{2}{\bar{r}} \left(g_{\sigma} \hat{\Sigma}_{nm} + g_{\omega} \hat{\Omega}_{nm} \right) \left(\hat{\Sigma}_{ll} - \hat{\Sigma}_{nm} \right) \right] \Big\} \\
& -\frac{4\text{St}^2 f_{\omega 1}}{3\bar{r}} \left[g_{\sigma} \hat{\Sigma}_{ll} \frac{d\hat{\Omega}_{nm}}{d\bar{r}} - \frac{2}{\bar{r}} \left(g_{\sigma} \hat{\Sigma}_{nm} + g_{\omega} \hat{\Omega}_{nm} \right) \hat{\Omega}_{nm} \right] + 2 \left(f_{\sigma} \hat{\Sigma}_{ll} - \hat{S}_{p ll} \right) = 0, \tag{5}
\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
& \frac{\text{St}^2}{3\bar{r}^4 \Gamma} \left\{ \frac{d}{d\bar{r}} \left[\bar{r}^4 \hat{\Gamma} \left(\hat{S}_{p ll} + g_{\sigma} \hat{\Sigma}_{ll} \right) \frac{d\hat{S}_{p nm}}{d\bar{r}} \right] + 2 \frac{d}{d\bar{r}} \left[\bar{r}^3 \hat{\Gamma} \left(\hat{S}_{p nm} + g_{\sigma} \hat{\Sigma}_{nm} + g_{\omega} \hat{\Omega}_{nm} \right) \left(\hat{S}_{p ll} - \hat{S}_{p nm} \right) \right] \right\} \\
& + \frac{\text{St}^2 f_{\sigma 1}}{3\bar{r}^4} \left\{ \frac{d}{d\bar{r}} \left(\bar{r}^4 g_{\sigma} \hat{\Sigma}_{ll} \frac{d\hat{\Sigma}_{nm}}{d\bar{r}} \right) + 2 \frac{d}{d\bar{r}} \left[\bar{r}^3 \left(g_{\sigma} \hat{\Sigma}_{nm} + g_{\omega} \hat{\Omega}_{nm} \right) \left(\hat{\Sigma}_{ll} - \hat{\Sigma}_{nm} \right) \right] \right\} \\
& + \frac{\text{St}^2 f_{\omega 1}}{3\bar{r}^4} \left\{ \frac{d}{d\bar{r}} \left(\bar{r}^4 g_{\sigma} \hat{\Sigma}_{ll} \frac{d\hat{\Omega}_{nm}}{d\bar{r}} \right) - 2 \frac{d}{d\bar{r}} \left[\bar{r}^3 \left(g_{\sigma} \hat{\Sigma}_{nm} + g_{\omega} \hat{\Omega}_{nm} \right) \hat{\Omega}_{nm} \right] \right\} \\
& + 2 \left(f_{\sigma} \hat{\Sigma}_{nm} + f_{\omega} \hat{\Omega}_{nm} - \hat{S}_{p nm} \right) = 0. \tag{6}
\end{aligned}$$

где $\bar{T}_{\zeta} = \bar{T}_L \left[1 - \exp \left(- \left(\frac{A_2}{A_{\zeta}} \right)^{3/2} \bar{r} \right) \right]^{-2/3} \left(\frac{\bar{r}^4}{\bar{r}^4 + (\bar{T}_L / A_2)^6} \right)^{1/6}$, $A_{\sigma} = 2.3$, $A_{\omega} = 7.2$, $A_2 = 0.3$,

$$\bar{\Sigma}_{ll} = \bar{S}_{ll} = \frac{2 \text{Re}_{\lambda}}{15^{1/2}} \left[1 - \exp \left(- \frac{\bar{r}}{(15C)^{3/4}} \right) \right]^{7/3} \left(\frac{15^3 \bar{r}^4}{15^3 \bar{r}^4 + (2 \text{Re}_{\lambda} / C)^6} \right)^{1/6}, \quad C=2,$$

$$\Sigma_{nm} + \Omega_{nm} = S_{nm} = S_{ll} + \frac{r}{2} \frac{dS_{ll}}{dr}.$$

Выражения (4)-(6) представлены в безразмерном виде. Безразмеривание выполнено по колмогоровском масштабу длины $\eta \equiv (\nu^3 / \varepsilon)^{1/4}$, колмогоровскому масштабу скорости $u_k \equiv (\nu \varepsilon)^{1/4}$. $\text{St} \equiv \tau_p / \tau_k$ - число Стокса, где $\tau_k \equiv (\nu / \varepsilon)^{1/2}$ - колмогоровский масштаб времени.

Граничные условия для уравнений (4)-(6) следующие:

$$\frac{d\hat{S}_{p ll}}{d\bar{r}} = \frac{d\hat{S}_{p nm}}{d\bar{r}} = 0 \quad \text{для } \bar{r} = \bar{d}, \tag{7}$$

$$\frac{d\hat{S}_{p ll}}{d\bar{r}} = \frac{d\hat{S}_{p nm}}{d\bar{r}} = 0, \quad \Gamma = 1 \quad \text{для } \bar{r} \rightarrow \infty, \tag{8}$$

где $\bar{d} \equiv d_p / \eta$ - диаметр частицы, безразмерный по колмогоровскому масштабу длины $\eta \equiv (\nu^3 / \varepsilon)^{1/4}$.

Таким образом, модель, описывающая кластеризацию аэрозольных частиц, представлена в виде уравнений (4)-(6) и граничных условий (7)-(8).

3. Сравнение расчетных результатов с DNS

Было выполнено сравнение расчетных результатов по модели (4)-(6) с результатами прямого численного моделирования (DNS), представленных в работе [6]. Моделирование было выполнено при начальных условиях, описанных в [6]. Сравнение расчетных результатов и DNS представлено на Рис. 1. Как видно из Рис. 1., кластеризация частиц наиболее значительна при совпадении времени динамической

релаксации частиц (τ_p) с Колмогоровским масштабом времени ($\tau_k \equiv (\nu / \varepsilon)^{1/2}$), т.е. при числе Стокса (St) близком к единице. При относительно больших числах Стокса (St) РФР принимает постоянное значение при стремлении расстояния между частицами к нулю. В случае малоинерционных частиц (числе Стокса (St) меньше 1), РФР принимает значение около 1, что говорит об отсутствии кластеризации для такого сорта частиц.

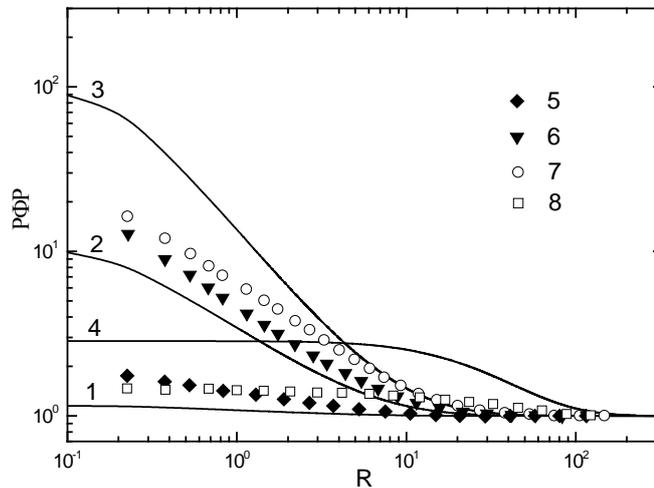


Рис. 1. Зависимость РФР от расстояния между частицами при $Re_\lambda = 100$ для различных значений числа Стокса: 1–4 – расчетные результаты; 5–8 – DNS Gualtieri et al. (2009) [6]; 1, 5 – $St = 0.1$; 2, 6 – $St = 0.5$; 3, 7 – $St = 1$; 4, 8 – $St = 10$.

4. Заключение

В данной работе представлена модель, позволяющая описывать поведение аэрозольных частиц в однородном турбулентном сдвиговом потоке. В частности, данная модель позволяет описывать процесс кластеризации частиц. Тестирование модели было проведено путем сравнения расчетных результатов с результатами прямого численного моделирования (DNS) [6].

Полученные численные результаты показывают, что модель адекватно описывает процесс кластеризации частиц, что говорит о возможности применения предложенной модели при изучении данного явления в реальных процессах.

Литература

1. Зайчик Л. И., Алипченков В. М. Статистические модели движения частиц в турбулентной жидкости. М.: ФИЗМАТЛИТ, 2007.
2. Squires, K. D., & Eaton, J. K. (1991). Preferential concentration of particles by turbulence. *Phys. Fluids A* 3, 1169–1178.
3. Reade, W. C., & Collins, L. R. (2000). Effect of preferential concentration on turbulent collision rates. *Phys. Fluids* 12, 2530–2540.
4. Zaichik, L. I., & Alipchenkov, V. M. (2003). Pair dispersion and preferential concentration of particles in isotropic turbulence. *Phys. Fluids* 15, 1776–1787.
5. 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.
6. Gualtieri, P., Picano, F., & Casciola, C. M. (2009). Anisotropic clustering of inertial particles in homogeneous shear flow. *J. Fluid Mech.* 629, 25–39.
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.

Разработка расчетных модулей на базе кинетического приближения в HEX-Z геометрии и на основе МКЭ

Березнев В.П., 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: bvp@ibrae.ac.ru

1. Введение

Данная работа является одним из этапов общей темы по разработке компонентов интегрированной системы кодов нового поколения для анализа и обоснования безопасности БР с жидкометаллическим теплоносителем и их топливных циклов.

Нейтронно-физический расчетный код CORNER базируется на использовании Sn метода дискретных ординат. Ранее в рамках проекта были разработаны и реализованы методы решения уравнения переноса нейтронов в X-Y и X-Y-Z геометриях на структурированных сетках с неравномерным шагом по пространственным переменным.

Цель данной работы – расширение возможностей кода CORNER путем создания расчетного модуля, реализующего решение в трехмерной гексагональной геометрии кинетического уравнения без источника на основе Sn метода.

Кроме того, актуальной задачей является разработка расчетных кодов, использующих неструктурированные сетки, что обеспечивает высокую эффективность и высококачественное моделирование произвольной сложной геометрии. Таким образом, в рамках данной работы была поставлена задача разработки кода Odetta расчета реактора и защиты на неструктурированных сетках методом конечных элементов типа кода Attila.

2. Решение кинетической задачи в трехмерной HEX-Z геометрии на регулярных сетках, состоящих из шестиугольных призм

Уравнение переноса в HEX-Z геометрии имеет следующий вид:

$$\mu \frac{\partial \Phi_g}{\partial x} + \eta \frac{\partial \Phi_g}{\partial y} + \xi \frac{\partial \Phi_g}{\partial z} + \Sigma_{t,g} \Phi_g = Q_g, \quad (1)$$

где $\Phi_g = \Phi_g(x, y, z, \mu, \eta, \xi)$ – поток нейтронов; g – номер энергетической группы; $\Sigma_{t,g}$ – макроскопическое сечение рассеяния; (μ, η, ξ) – направляющие косинусы; Q_g – источник рассеяния и деления.

В плоскости X-Y введём пространственную сетку, состоящую из правильных шестиугольников. Значения функции Φ_g в центре ячейки и на ее гранях для фиксированного направления обозначим согласно рисунку 1.

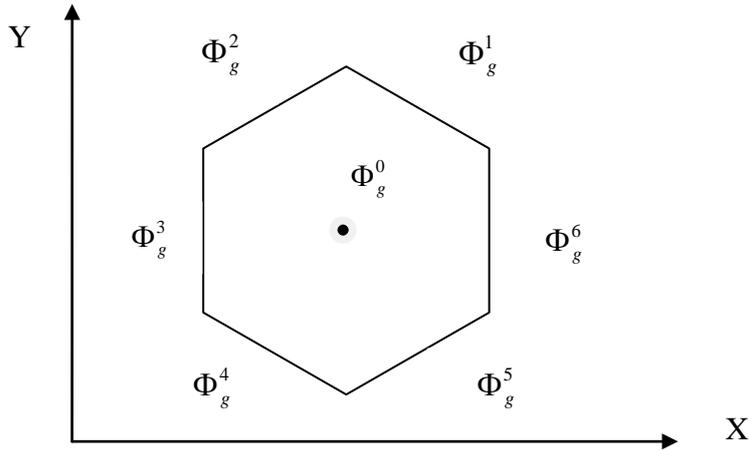


Рис. 1. Значения функции Φ_g в шестиугольной пространственной ячейке.

Интегрируя уравнение (1) по шестиугольнику, а также по Z в пределах $[z_{k-1/2}, z_{k+1/2}]$, получим балансное уравнение (опуская индекс группы g и направление q):

$$\sum_{i=1}^6 R_{i,k,q} \Phi^i + \xi_q \Delta s (\Phi_z^+ - \Phi_z^-) + \sum_t \Phi^0 \Delta v_k = Q_{k,q}^0 \Delta v_k, \quad (2)$$

$$R_{i,k} = \Delta z_k [\mu_q (y_{i+1} - y_i) - \eta_q (x_{i+1} - x_i)],$$

$$\Delta v_k = \Delta s \Delta z_k, \Delta s = \frac{3}{2} L \Delta x, \Delta z_k = z^+ - z^-.$$

При построении дополнительных соотношений в плоскости OXY необходимо учитывать освещенность ячейки.

3. Расчетный код Odetta

Метод конечных элементов (МКЭ) связан с выбором решения, в котором в качестве базисных функций используются кусочно-непрерывные функции, отличные от нуля лишь в отдельных конечных подобластях области рассмотрения решения задачи.

В нашем случае в качестве конечных элементов были выбраны лагранжевы КЭ в виде треугольных призм.

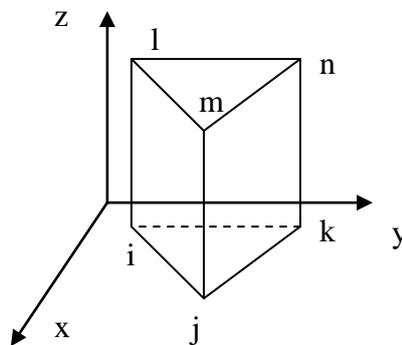


Рис. 2. Правильная треугольная призма.

Каждая из треугольных призм представляет собой один из шести секторов высотной шестигранной ячейки ТВС модели активной зоны реактора. Тогда в нашем случае в трехмерном симплекском КЭ

линейная функция f_M координат точки M однозначно определяется своими значениями в его узлах $f_i, f_j, f_k, f_l, f_m, f_n$ как

$$f_M = \frac{F_i (z_M - z_i)}{V} f_i + \frac{F_j (z_M - z_j)}{V} f_j + \frac{F_k (z_M - z_k)}{V} f_k + \frac{F_l (z_l - z_M)}{V} f_l + \frac{F_m (z_m - z_M)}{V} f_m + \frac{F_n (z_n - z_M)}{V} f_n. \quad (3)$$

где $F_i, F_j, F_k, F_l, F_m, F_n$ - площади треугольников в треугольных основаниях призмы, с вершиной в точке - проекции на данное основание точки M и основанием, совпадающим с противоположной стороной соответствующего треугольного основания призмы, как показано на рис. 3 (см. рис. ниже). V - объём призмы.

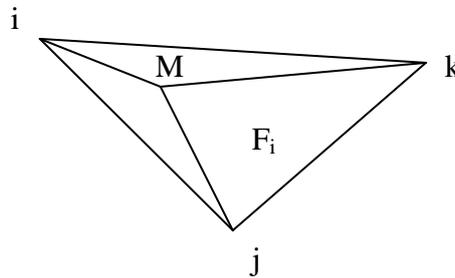


Рис. 3. Соответствие вершин призмы и треугольников в основании.

Для точки центра масс в прямой треугольной призме получаем

$$f_M = (f_i + f_j + f_k + f_l + f_m + f_n) / 6. \quad (4)$$

4. Расчеты тестовых задач

Проведены расчеты поля нейтронов для тестовой модели реактора SNR-300 с помощью кинетического модуля в HEX-Z геометрии.

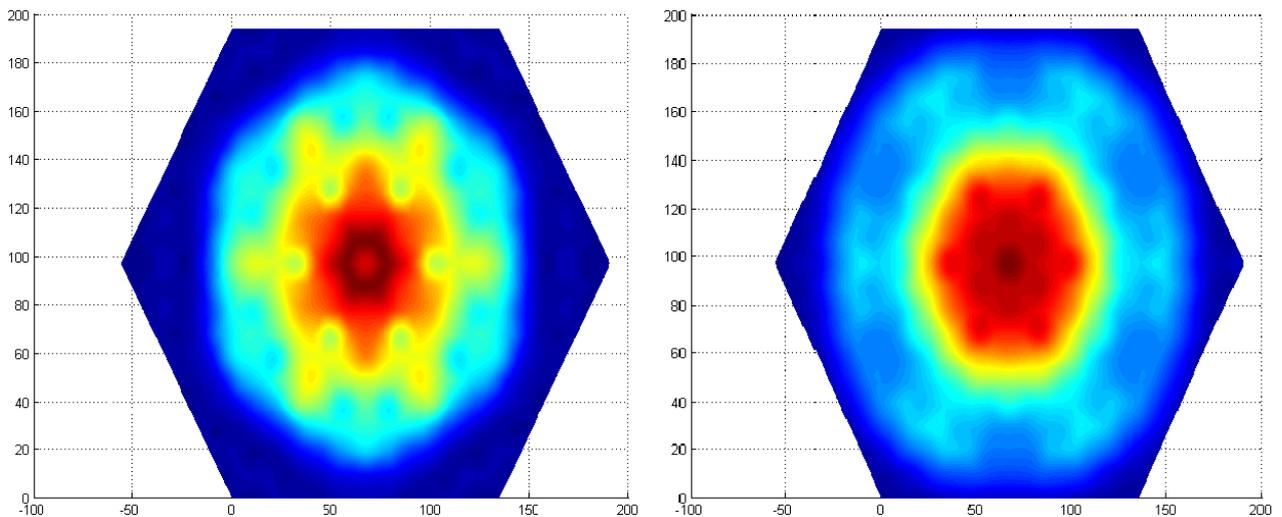


Рис. 4. Распределение потока нейтронов в 10й энергетической группе (слева) и 15ой энергетической группе (справа).

Код Odetta использован для расчета модели реактора БН-600.

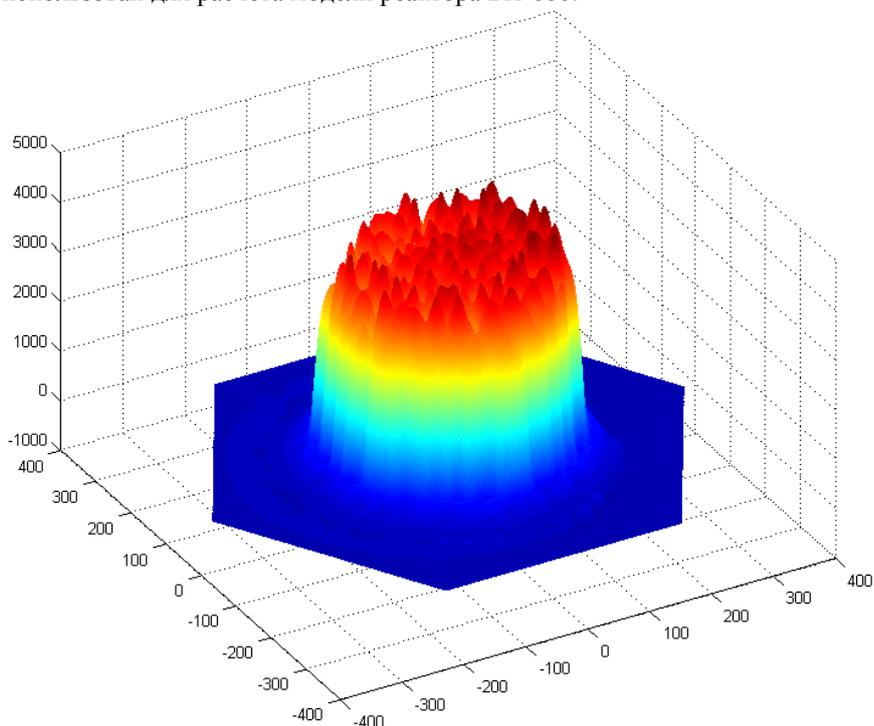


Рис. 5. Распределение энерговыделения.

Групповые константы, использованные в расчетах, получены из интегрированного в программный модуль комплекса CONSYST [1] и библиотеки констант БНАБ-93.

5. Заключение

Разработан расчетный модуль решения уравнения переноса нейтронов в HEX-Z геометрии в кинетическом приближении. Создан код Odetta расчета реактора и защиты на неструктурированных сетках методом конечных элементов. Проведены тестовые расчеты, демонстрирующие работоспособность программ.

Литература

1. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. «Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения», Обнинск, 2000 г.
2. Lathrop K.D., Carlson B.G. «Discrete Ordinates Angular Quadrature of the Neutron Transport Equation», LASL Report LA-3186, 1965 г.
3. Белл Д., Глесстон С. «Теория ядерных реакторов», Москва, Атомиздат, 1974 г.
4. Даутов Р.З., Карчевский М.М. «Введение в теорию метода конечных элементов», Казань, 2004 г.

Модули расчета радиационных полей в составе программно-информационного комплекса ПРОН

Блохин П.А., инженер лаборатории ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: Ванев Ю.Е., к.т.н., в.н.с. ИБРАЭ РАН

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва

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

1. Введение

В отношении объектов ядерного наследия актуально решение задач нескольких типов:

- оценка уровня безопасности объекта и связанных с ним радиационных рисков для населения и персонала в случае возникновения чрезвычайных происшествий природного или техногенного происхождения;
- получение прогнозных оценок изменений уровня безопасности объекта в заданных временных диапазонах при отсутствии несанкционированного вмешательства;
- выбор вариантов конечного состояния объекта с учетом его потенциальной опасности;
- оценка безопасности объекта в переходных состояниях при выводе его из эксплуатации.

До настоящего времени решение указанных задач осуществлялось с использованием разрозненных блоков данных и представлений о состоянии объекта. Только в последние годы стали проводиться работы по интеграции основного объема данных в рамках объектовых (локальных) информационных систем по выводу из эксплуатации. Для решения задач интеграции технических средств получения первичных данных, программных средств для прогнозного моделирования, информационной среды для размещения всей имеющейся информации по объекту в ИБРАЭ РАН создается интегрированный программно-технический комплекс ОБОЯН. Этот комплекс включает в себя два взаимосвязанных компонента: программно-информационный комплекс ПРОН и комплекс технических средств КИРО-2015.

Комплекс ПРОН состоит из системы информационного обеспечения, системы моделирования (миграции радионуклидов и гамма-нейтронных полей) и сервисной системы.

В данной работе приведено описание состава и структуры блока расчета радиационных полей и результатов начального этапа разработок входящих в него программных средств.

2. Модули расчета радиационных полей

В составе блока расчета радиационных полей предполагается использовать альтернативные расчетные модули, основанные на методе Монте-Карло (*МК*-программы): MCNP [1] (США, Лос-Аломосская Национальная лаборатория), MCU [2] (Россия, НИЦ «Курчатовский институт»), TDMCC [3] (Россия, РФЯЦ ВНИИЭФ). На рисунке 1 приведена структура блока и схема взаимодействия его модулей с информационной системой комплекса ПРОН. Один из этих модулей может стать базовым при наличии лицензии (разрешения разработчика программы) и при условии прохождения верификации на системе тестовых задач, которая будет сформирована в 2013 году. В каждом из этих модулей используются свои форматы исходных данных (ИД), поэтому комплекс ПРОН оснащается блоком конвертации данных, в котором предусмотрены конверторы двух типов, обеспечивающие следующие возможности:

- формирование разделов файлов исходных данных для каждого программного подмодуля (конверторы *Con_MK* с разделами: *C_PM* для физического подмодуля, *C_GM* для геометрического подмодуля, *C_SM* для подмодуля источников);
- преобразование файлов ИД из формата одного *МК*-модуля в формат другого, например, конвертор *Con_MCNP-TDMCC*.

Процесс конвертации данных из шаблонной САПР-модели в формат расчетных модулей осуществляется в несколько этапов:

1. Разработка шаблонной 3D-САПР-модели по определенному алгоритму.
2. Представление разработанной модели в формате *vrmI*.
3. Разработка раздела *C_GM* и конвертация текстового *vrmI*-файла в формат расчетного модуля.

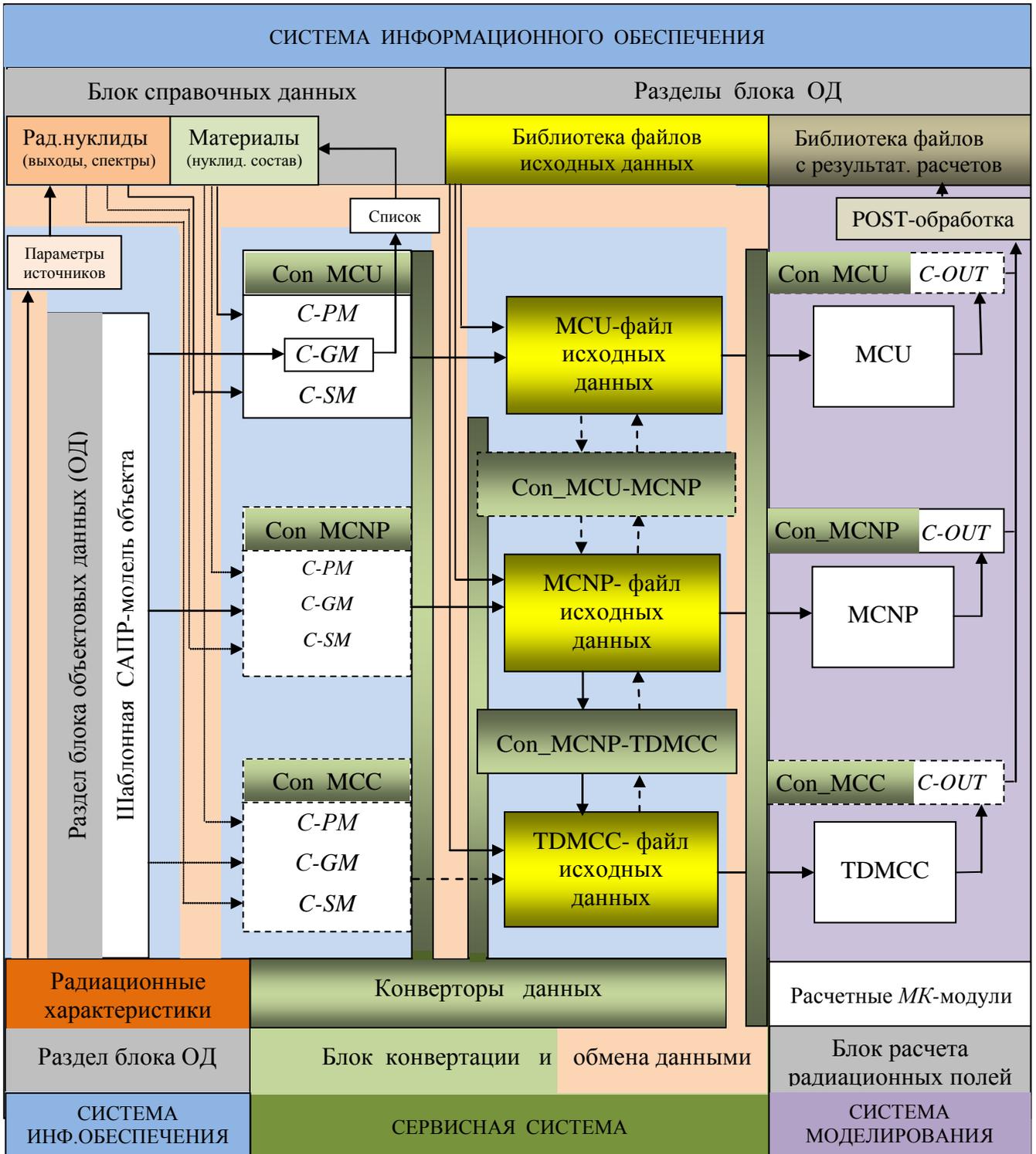


Рис.1 Схема взаимодействия расчетных МК-модулей с системами комплекса ПРОН

На данный момент реализована функция конвертора *Con_MK* (раздел *C_GM*) для преобразования САПР-модели объекта в формат геометрического подмодуля *NCG* программы *MCU*, запланирована реализация соответствующих функций для физического подмодуля и подмодуля источников.

Пример *vtml*-файла для цилиндрического шаблона:

```
Translation { translation 0.0 0.0 0.0 }
Separator
{
DEF _1__СТАЛЬ Material
Cylinder
{
height 10.0
radius 5.0
}
}
```

Конвертор читает этот текстовый файл, идентифицирует все атрибуты шаблона и записывает их в другой текстовый файл в формате *NCG*-модуля программы *MCU*

```
RCZ N1 0.0 0.0 0.0 10.0 5.0
```

где *RCZ* – тип шаблона (цилиндр) в соответствии с обозначением, принятым в геометрическом модуле *NCG*;

N1 – в общем случае, произвольное имя шаблона.

На рис.2 представлена шаблонная САПР-модель части технологического тракта реактора ПУГР. После конвертации этой модели в формат геометрического модуля *NCG* средствами программы *MCU* могут быть построены различные сечения модели (рис. 3).

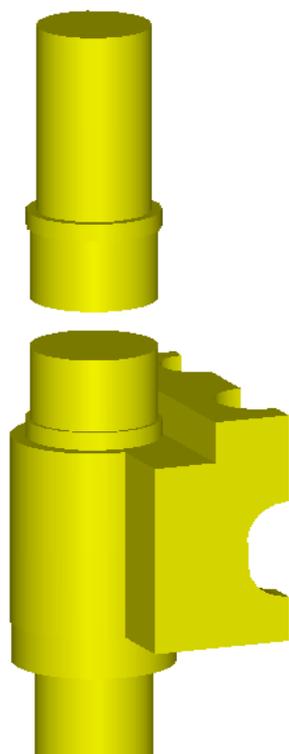


Рис.2 Шаблонная САПР-модель части технологического тракта реактора ПУГР

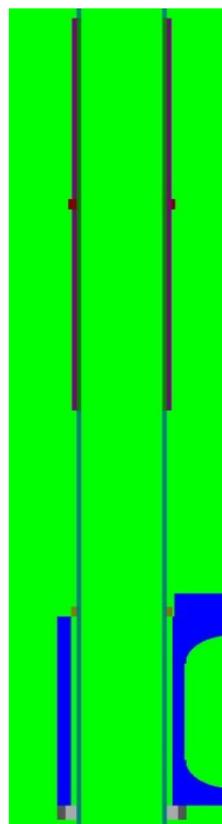


Рис.3 Продольное сечение части технологического тракта реактора ПУГР

Использование альтернативных *MK*-модулей предполагает также наличие подпрограмм дополнительной (*POST*-) обработки результатов расчетов для их единообразного представления, а также

для вычисления нестандартных (непредусмотренных в МК-модулях) функционалов, например, дозы облучения персонала при проведении работ на радиационно-опасном объекте по заданному сценарию. Последняя задача возникает, в частности, при планировании работ, связанных с демонтажем оборудования в ходе реализации проекта вывода объекта из эксплуатации, когда персоналу предстоит находиться в зонах с повышенным уровнем излучения, предполагающим работу по допускам с контролем суммарной дозы облучения.

Для расчета дозы облучения персонала или робототехнического устройства при имитации проведения работ в пределах объекта в составе блока расчета радиационных полей комплекса ПРОН разработан подмодуль *VDoza*. Эта программа использует заданный пользователем сценарий проведения работ на объекте, а также пространственное распределение мощности фотонной дозы $MD(\vec{r})$ из финального файла, создаваемого МК-модулем после проведения расчетов при заданной конфигурации объекта и заданном пространственно-энергетическом распределении источников гамма-излучения.

Таким образом, разработка подмодуля *VDoza* позволяет рассматривать различные сценарии проведения работ на радиационно-опасном объекте и выбирать наиболее приемлемые для конкретного объекта.

3. Заключение

Для решения задач, связанных с обоснованием безопасности объектов ядерного наследия, в ИБРАЭ РАН разрабатывается интегрированный программно-технический комплекс, в состав которого входят программные модули для моделирования, в частности, радиационных полей в исследуемых объектах. На данный момент в комплекс предполагается интегрировать в качестве расчетных модулей МК-программы MCNP, MCU и TDMCC, основанные на методе Монте-Карло.

Для автоматизированного формирования исходного файла для МК-программы разрабатывается конвертор данных из 3D САПР-модели объекта. В настоящее время реализована функция конвертирования данных из шаблонной САПР-модели объекта в формат геометрического модуля на примере программы MCU. Продемонстрирована работа конвертора для фрагмента 3D-модели технологического тракта реактора ПУГР. Запланирована доработка функций конвертора для автоматизированного формирования полного файла исходных данных для МК-программ.

Разработан подмодуль POST-обработки *VDoza* для расчета накопления дозы облучения в процессе проведения работ с источником гамма-излучения.

Литература

1. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B / by ed. Judith F. Briesmeister: LA-12625-
2. Гомин Е.А. Статус MCU-4 // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2006, вып. 1. С. 6-32.
3. Житник А.К., Иванов Н.В., Маршалкин В.Е. и др. Программа TDMCC для расчетов пространственной динамики активных зон АЭС // Сб. тезисов докладов семинара «Современное состояние развития программных средств для анализа динамики и безопасности АЭС», 19-22 мая 2003г., РФЯЦ ВНИИЭФ, Саров, с.33-34.

Исследование возможности очистки дренажных и грунтовых вод, загрязненных техногенными радионуклидами

Бобров П.А., Семенова Т.А.

Научный руководитель: к.т.н. Слюнчев О.М.

Федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение «Маяк»

тел.: (35130) 2-69-45, эл. почта: cpl@po-mayak.ru

Ряд производственных зданий на радиохимическом производстве ФГУП «ПО «Маяк» имеют заглубленные объекты, защита которых от подтопления грунтовыми (подземными) водами обеспечивается с помощью дренажных устройств (лотков, колодцев, скважин). В результате образуется специфическая группа жидких отходов - дренажные и грунтовые воды (ДГВ). ДГВ различных объектов отличаются между собой по химическому и радиохимическому составу, а также по объемам образования (водопритока). Уровни загрязнения дренажных вод и объемы их образования (откачки) обусловлены рядом факторов: расположением (удаленностью) дренажных сооружений относительно основных источников загрязнения, глубиной заложения дренажных сооружений, глубиной водопонижения, сезонно-климатическими изменениями водности года, гидрогеологическими условиями конкретного участка (структурой потока, глубиной залегания гипсометрического уровня подземных вод, фильтрационными и емкостными качествами вмещающих пород), особенностями геолого-тектонического строения района, техногенными воздействиями.

Анализ источников формирования ДГВ показал, что их объем и уровни загрязнения в значительной степени определяют радиационную обстановку в санитарно-защитной зоне предприятия. Удельная активность ДГВ определяется в основном радионуклидами $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ (на 90-99 %) и изменяется в пределах 10^4 - 10^6 Бк/л. Удельная активность альфа-излучающих нуклидов изменяется в пределах 20-200 Бк/л. Минерализация ДГВ в зависимости от источника формирования составляет от 4 до 10 г/л и определяется нитратами натрия, кальция и магния.

Исследованы химические и сорбционные способы удаления радионуклидов из дренажных и грунтовых вод.

Установлено, что высокое солесодержание в ДГВ ограничивает фильтроцикл ионообменной сорбции 100 к.о.

Показано, что эффективность очистки от ^{90}Sr прямо пропорциональна эффективности удаления кальция.

Химическая обработка ДГВ (содовое умягчение и фосфатное осаждение) позволяют снизить активность в 15-70 раз (с $5 \cdot 10^5$ Бк/л до $7 \cdot 10^3$ Бк/л). В зависимости от способа химической обработки образуется до от 2 до 6 кг/м³ сухих шламов с удельной активностью до $1 \cdot 10^8$ Бк/кг. В результате химической обработки удельная активность растворов снижается до уровней меньше МЗУА, что переводит ДГВ из категории ЖРО в категорию жидких отходов, имеющих загрязнение техногенными радионуклидами.

Разработка мобильного средства радиационной разведки на базе беспилотного летательного аппарата

*Богатов С.А.¹, Гаврилов С.Л.¹, Ткаченко С.А.¹, Шведов А.М.¹
Алексеев А.В.², Лизунов Е.М.², Мазный Н.Г.², Пугачев А.Н.²*

¹ Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук

² Научно-производственный центр «Аспект»

тел: (495) 955-23-22, (495) 955-24-56, эл.почта: sbg@ibrae.ac.ru, sham@ibrae.ac.ru

1. Введение

ИБРАЭ РАН совместно с НПЦ «Аспект» разработано мобильное средство радиационной разведки (МСРР) на базе беспилотного летательного аппарата (БПЛА). МСРР позволяет использовать ключевые преимущества аэрогамма съемки: возможность работы в высоких радиационных полях без облучения оператора, возможность обследования за короткое время больших площадей (представительность обследования) и труднодоступных с земли мест (развалины, очаги пожаров и т.п.).

В состав МСРР входят: беспилотный летательный аппарат md4-1000 (Германия) с аппаратурой для осуществления фото- и видеосъемки; измерительный блок, изготовленный в виде подвесного оборудования для md4-1000, и позволяющий выполнять измерения мощности дозы в широком диапазоне значений (10^{-7} Зв/ч до 10^{-1} Зв/ч); прикладное программное обеспечение.

В данной работе приведено описание основных компонентов МСРР, также приведены оценки чувствительности по обнаружению радиационных аномалий.

2. Беспилотный летательный аппарат md4-1000

В качестве носителя полезной нагрузки (измерительного блока) в составе МСРР используется БПЛА md4-1000 (рис. 1) фирмы Microdrones (Германия). md4-1000 имеет необходимые характеристики и возможности для обеспечения работы МСРР и, при этом, относительно невысокую стоимость по сравнению с имеющимися аналогами.

Летательный аппарат построен по схеме «квадрокоптер» и представляет собой дистанционно управляемую и автономно летающую высокотехнологичную платформу, предназначенную для решения широкого круга задач, включая фото- и видеосъемку местности. БПЛА md4-1000 имеет встроенную систему навигации на основе GPS и позволяет брать на борт до 1.2 кг полезной нагрузки.

Управление БПЛА производится при помощи пульта дистанционного управления. Также возможен полёт по предварительно заданной траектории с выполнением заданий на фотосъемку в автономном режиме.



Рис. 1. Беспилотный летательный аппарат md4-1000 с полезной нагрузкой в виде измерительного блока



Рис. 2. Внешний вид измерительного блока

В комплекте с БПЛА используется наземная базовая станция, предназначенная для получения и декодирования видео и телеметрических данных, передаваемых летательным аппаратом по радиоканалу. Основные технические характеристики md4-1000 [1] представлены в таблице 1.

Полетная информация с данными от датчиков md4-1000 записывается на внутреннюю SD-карту md4-1000 с частотой примерно 125 раз в секунду. По записанной информации возможна полная реконструкция полёта.

Передача пакетов данных телеметрии от БПЛА на наземную станцию производится с частотой 4 раза в секунду. С этой же частотой происходит обновление информации от GPS-модуля. Один пакет может включать значение только одного параметра от внешнего для БПЛА устройства, например, измерительного блока.

Таблица 1. Технические характеристики БПЛА md4-1000

Характеристика	Значение
Скорость подъема, м/с	7,5
Крейсерская скорость, м/с	15
Вес, г	2650
Максимальная полезная нагрузка, г	1200
Размеры (от ротора до ротора), мм	1030
Время полета, мин, не более	70
Температура эксплуатации, °С	от 0 до 40
Скорость ветра, м/с	до 6
Радиус полета (действия пульта управления), м	до 1000

В комплект поставки md4-1000 включено программное обеспечение mdCockpit [2]. Среди основных функций mdCockpit можно выделить следующие: отображение видео данных и данных телеметрии в режиме on-line, возможность программирования траектории полета с использованием ГИС-подосновы, считывание данных с внутренней SD-карты md4-1000 и запись их на жесткий диск ноутбука оператора.

3. Измерительный блок

В соответствии с требованиями к разработке МСРР измерительный блок для проведения радиационных измерений, должен работать в диапазоне загрузок от фона (10^{-7} Зв/ч) до 10^{-1} Зв/ч и, кроме того, учитывая грузоподъемность БПЛА md4-1000, иметь массу не более 600 г.

Опытный образец блока (рис. 2) изготовлен НПЦ «Аспект» (г. Дубна) и выполнен в виде тонкостенного алюминиевого цилиндрического корпуса, внутри которого находятся спектрометр на основе кристалла NaI(Tl), размером 31×31 мм, и два счетчика Гейгера-Мюллера. Основные технические характеристики измерительного блока приведены в таблице 2.

В диапазоне от 10^{-7} Зв/ч до 10^{-4} Зв/ч оценка мощности дозы выполняется по данным спектрометра, в то время как диапазон 10^{-4} - 10^{-1} Зв/ч покрывают два счетчика Гейгера с различной чувствительностью.

Измерительный блок интегрирован по электроснабжению и передаче данных с системами БПЛА md4-1000.

При подключении питания от БПЛА, блок автоматически переходит в периодический режим измерения с временем экспозиции 1 с и одновременной передачей счета в заданном энергетическом окне и счета от одного из двух счетчиков Гейгера-Мюллера на землю. При этом производится запись набранных спектров во внутреннюю память блока с временной и координатной привязкой по данным GPS.

Как уже упоминалось, передача телеметрической информации от БПЛА на наземную станцию производится с частотой 4 раза в секунду. Поскольку в пакет данных, передаваемых на базовую станцию, может входить только один параметр от полезной нагрузки, то за время экспозиции 1 с могут быть последовательно переданы значения только 4-х параметров. Для увеличения надежности передачи данных было принято решение передавать за 1 с счет в заранее выбранном энергетическом окне спектрометра и счет одного из счетчиков Гейгера-Мюллера с дублированием этих данных. Такой

алгоритм передачи данных позволил сократить потери до 5-6% в случае наличия прямой видимости между БПЛА и наземной базовой станцией.

Таблица 2. Основные характеристики измерительного блока

Параметр	Значение
Диапазон регистрируемых энергий, МэВ	от 0,05 до 3
Относительное энергетическое разрешение по линии 662 кэВ (^{137}Cs), %, не более	9,0
Максимальная входная статистическая нагрузка, с^{-1} , не менее	$1,5 \cdot 10^5$
Относительное изменение разрешения по линии 662 кэВ (^{137}Cs) при максимальной нагрузке, %, не более	15
Число каналов накапливаемого спектра	256
Диапазон оценки МАЭД гамма-излучения, Зв/ч	от 10^{-7} до 10^{-1}
Чувствительность сцинтилляционного детектора (по источнику Cs-137), $\text{с}^{-1}/\text{мкЗв}$, не менее	400
Рабочий диапазон температур, $^{\circ}\text{C}$	от 0 до +50
Масса, кг, не более	0,6
Габаритные размеры, мм	111×90×126

НПЦ «Аспект» разработано сервисное программное обеспечение (программы UDKGRead и UDKGServ), позволяющее осуществлять настройку измерительного блока до полета (выполнять калибровку, выставлять границы энергетического окна, счет в котором будет поступать на землю, и др), а также считывать набранную базу данных измерений из блока для последующей обработки.

4. Прикладное программное обеспечение МСРР

Данные, поступающие на землю от измерительного блока в режиме реального времени, отображаются на ГИС-подоснове с помощью разработанного ИБРАЭ РАН прикладного программного обеспечения (ППО).

Точки измерений отображаются на карте в соответствии с их координатной привязкой и раскрашиваются с применением градиентной шкалы в зависимости от значения мощности дозы.

Используя базу данных измерений, набранную в ходе полета, и считанную из измерительного блока, разработанное ИБРАЭ РАН ППО предоставляет следующие возможности по обработке данных:

- определение мощности дозы по набранным в ходе полета спектрам [3];
- определение активности и местоположения точечного источника радиоактивного излучения [4];
- определение параметров равномерного поверхностного радиоактивного загрязнения [4];
- восстановление фонового спектра по рассчитанным функциям отклика [4,5];
- получение суммарных спектров по выделенным на карте точкам в удобном для последующей обработки пользователем формате.

5. Оценки чувствительности по определению радиационных аномалий

С целью оценки чувствительности МСРР к обнаружению радиационных аномалий и эффективности регистрации гамма-излучения детектором (сцинтиллятор NaI (Тl) Ø31x31), входящим в состав измерительного блока, были выполнены расчеты функций отклика детектора с помощью программы МСНР [6]. Составленная расчетная модель детектора тестировалась с использованием точечных источников на основе ^{137}Cs и ^{228}Th из набора ОСГИ [7].

Используя протестированную расчетную модель детектора, были выполнены оценки эффективности регистрации излучения от точечного источника, что позволило оценить чувствительность МСРР по обнаружению точечного неэкранированного источника ^{137}Cs при полёте на различных высотах. Для оценок скорости счета в области фотопика ^{137}Cs , обусловленной фоновым излучением, использовались набранные в ходе тестовых полетов фоновые спектры.

Исходя из выполненных оценок [7], можно сделать вывод, что точечный источник ^{137}Cs активностью 10^9 Бк может быть обнаружен при полётах на высоте менее 50 м по критерию превышения фоновой скорости счета на величину среднеквадратичного отклонения.

Оценки чувствительности по обнаружению поверхностного загрязнения ^{137}Cs при работе измерительного блока в спектральном режиме показывают, что загрязнение плотностью 10^5 Бк/м² уверенно обнаруживается при полётах на высоте менее 100 м.

6. Заключение

Разработанное МСРР позволяет дистанционно проводить работы в условиях высоких интенсивностей радиоактивного излучения, в труднодоступной местности, обследовать большие территории за относительно короткий промежуток времени.

Измерительный блок, входящий в состав МСРР, дает возможность выполнять измерения мощности дозы в широком диапазоне значений. При этом в диапазоне значений мощности дозы от фона до 10^{-4} Зв/ч производятся дозиметрические измерения по данным спектрометра, что позволяет работать МСРР в качестве высокочувствительного дозиметра, в диапазоне 10^{-4} Зв/ч - 10^{-7} Зв/ч производятся более грубые измерения с использованием счетчиков Гейгера-Мюллера. Для измерительного блока создано сервисное программное обеспечение.

Разработанное ИБРАЭ РАН программное обеспечение обработки данных полета включает в себя функцию отображения на карте данных измерений, поступающих в режиме реального времени, а также предоставляет широкие возможности обработки данных после полета, в том числе, с использованием встроенных алгоритмов.

Оценки чувствительности МСРР показали, что точечный источник на основе ^{137}Cs активностью 10^9 Бк может быть обнаружен на высотах, начиная примерно с 50 м и ниже, в то время как поверхностное загрязнение с плотностью величиной 10^5 Бк/м² уверенно обнаруживается при полетах на высотах ниже 100 м.

В настоящее время ведутся работы по совершенствованию программного обеспечения, продолжаются натурные испытания МСРР.

Литература

1. md4-1000 – Preliminary Users Manual. Revision 2009-08-24 – 1.0.00, 2009, microdrones GmbH.
2. mdCockpit Standard Edition. Preliminary Users Manual. Revision 2010-05-11-2.7.22, 2008-2010, microdrones GmbH.
3. Богатов С.А., Шведов А.М. Обработка спектральных данных аэрогамма съемки с использованием методов решения некорректных задач. Аппаратура и новости радиационных измерений, №3 (70), 2011, сс 55-61.
4. Богатов С.А. и др. Обработка и интерпретация данных для задач аэрогамма съемки. Проблемы безопасности и чрезвычайных ситуаций, ВИНТИ, №6, 2011, сс. 87-97.
5. Богатов С.А., Шведов А.М. Восстановление фонового спектра для обработки данных аэрогамма съемки. Атомная энергия, т.111, вып. 1, июль 2011, сс. 37-41.
6. J.F.Briesmeister. MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B, Los Alamos National Laboratory Report, LA-12625, 1997.
7. Богатов С.А., Гаврилов С.Л., Ткаченко С.А., Шведов А.М., Алексеев А.В., Лизунов Е.М., Мазный Н.Г., Пугачев А.Н. Мобильное средство радиационной разведки на базе беспилотного летательного аппарата md4-1000. Специальная техника, №6, 2012, сс. 16-22.

Проведение тестовых расчетов разрабатываемым теплогидравлическим расчетным модулем, основанным на ячейковом приближении на задачах о расхолаживании моделей ТВС ВВЭР в условиях повторного залива снизу

Богородова О.В., инж енер ИБРАЭ РАН

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

1. Введение

Разрабатываемый теплогидравлический модуль, основанный на ячейковом приближении, предназначен для расчетных анализов переходных теплогидравлических процессов в активной зоне (а.з.) ВВЭР.

Использование ячейкового приближения позволяет учитывать изменение теплогидравлических параметров в поперечном направлении.

При авариях, связанных с истечением теплоносителя, возможно осушение а.з. В реакторах технологии ВВЭР это ведет к сильному ухудшению отвода тепла с поверхности ТВЭЛов. Как следствие, температура оболочек может достигнуть ~ 1200 °С, в то время как в режиме нормальной эксплуатации она составляет менее 400 °С. Такое повышение температуры может приводить к разгерметизации ТВЭЛов. Чтобы этого избежать в пространство а.з. подается охлаждающая вода – осуществляется повторный залив. Особенно эффективным является подача воды снизу.

Повторный залив или повторное смачивание активной зоны – это процесс охлаждения а.з., который сопровождается переходом от пленочного кипения на поверхности ТВЭЛов к пузырьковому.

Корректная оценка температур оболочек ТВЭЛов, достигаемых в подобных описанному выше аварийных режимах, имеет принципиальное значение при обосновании безопасности реакторной установки [1].

Целью настоящей работы является проведение тестовых расчетов с помощью теплогидравлического расчетного модуля, основанного на ячейковом приближении на задачах о расхолаживании моделей ТВС ВВЭР в условиях повторного залива снизу.

2. Задача «Расхолаживание 7- стержневой модели ТВС ВВЭР в условиях повторного залива снизу»

В данном эксперименте была исследована временная зависимость температур оболочек имитаторов ТВЭЛ в 7-стержневой модели ТВС ВВЭР с двумя необогреваемыми стержнями. До начала проведения эксперимента рабочий участок был полностью осушен. С нулевого момента отсчета времени включались автотрансформаторы и уровень мощности на пучке стержней поднимался до номинального значения. При достижении температуры оболочки любого из стержней 700°С вода подавалась в рабочий участок. Опыт прекращался, когда все термопары фиксировали повторное смачивание.

При моделировании эксперимента разрабатываемым ячейковым теплогидравлическим модулем для разделения пучка стержней была выбрана 2-х канальная модель 1/2 части сборки. Модель приведена на Рис. 1. Канал I моделирует 1/6 часть сборки, канал II – 1/3 часть сборки.

Поканальное разбиение сборки применяется, чтобы учитывать изменения параметров в поперечном направлении. Стрелкой указано положительное направление (от меньшего канала к большему). Внутри каналов моделировались твердые тепловые структуры – один обогреваемый стержень (второй) и два необогреваемых (первый и третий). Стержни характеризуются порядковым номером и номером поверхности (две поверхности), т.е. принадлежностью части стержня тому или иному каналу.

Обогреваемый стержень заменяет 2,5 реальных частей ТВЭЛа и 1/5 частью входит в I канал, а 4/5 – во II канал. Центральный необогреваемый стержень заменяет 0,5 реального ТВЭЛа и 1/3 частью входит в I и 2/3 – во II. Периферийный необогреваемый стержень заменяет 0,5 реального ТВЭЛа и полностью содержится в I канале. Исходя из такого расположения, стержни также характеризуются номером поверхности, соответствующей каналу.

Обогреваемые и необогреваемые стержни в расчетах моделируются с учетом их внутренней структуры. Стенку сборки моделируется как элемент конструкции без внутренних источников тепла с учетом тепловых потерь в окружающую среду.

По высоте сборка разбивается на 16 контрольных ячеек таким образом, чтобы границы ячеек (узлы) совпадали с положением разделительных решеток. Схема разбиения по высоте сборки представлена на Рис. 2.

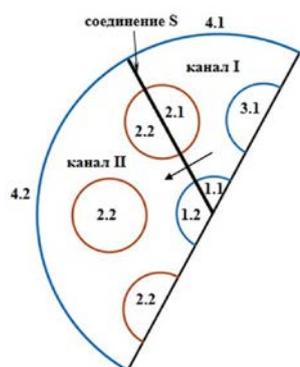


Рис. 1 – Канальная модель сборки



Рис. 2 – Схема разбиения по высоте сборки

3. Результаты тестовых расчетов

Результаты расчетов приведены на Рис. 3 – 6. На рисунках представлены временные зависимости температуры оболочек имитаторов ТВЭЛ. Результаты расчетов сравниваются с экспериментальными полученными данными.

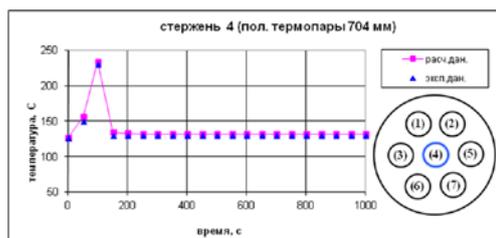


Рис. 3

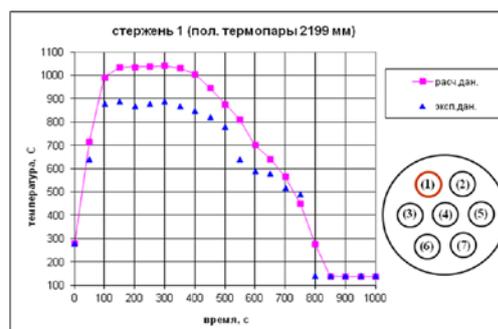


Рис. 4

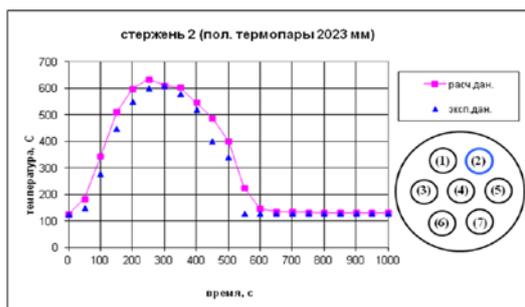


Рис. 5

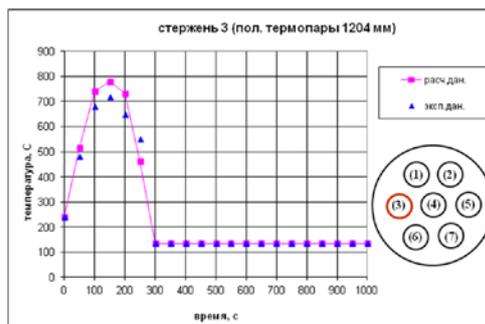


Рис. 6

4. Задача «Расхолаживание 37- стержневой модели ТВС ВВЭР в условиях повторного залива снизу»

В данном эксперименте была исследована временная зависимость температур оболочек имитаторов ТВЭЛ в 37-стержневой модели ТВС ВВЭР. Описание хода эксперимента аналогично предыдущему.

При моделировании эксперимента разрабатываемым ячейковым теплогидравлическим модулем для разделения пучка стержней была выбрана 2-х канальная модель 1/12 части сборки, исходя из симметрии задачи. Модель приведена на Рис. 7, где канал I – центральный канал, а канал II – перефирийный.

Внутри каналов моделировались твердые тепловые структуры – два обогреваемых стержня. Стержни характеризуются порядковым номером и номером поверхности, т.е. принадлежностью части стержня тому или иному каналу.

Первый стержень заменяет 1,583 реальных частей ТВЭЛа и полностью входит в канал I. Вторым стержнем заменяет 1,5 реального ТВЭЛа и 0,6667 частью входит в канал I и 0,8333 – в канал II. Стенка моделируется как элемент конструкции без внутренних источников тепла с учетом тепловых потерь в окружающую среду. По высоте сборка разбивается аналогично.

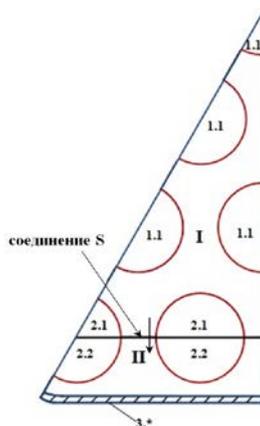


Рис. 7 – Канальная модель сборки

5. Результаты тестовых расчетов

На Рис. 8, 9 представлены временные зависимости температуры оболочек имитаторов ТВЭЛ. Результаты расчетов сравниваются с экспериментально полученными данными.

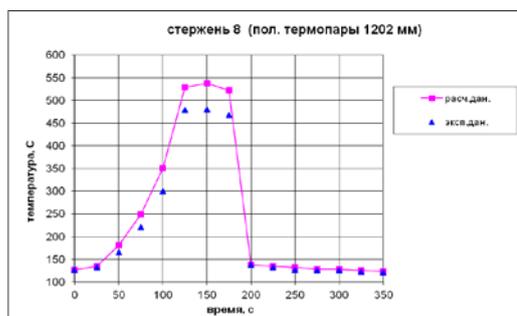


Рис. 8

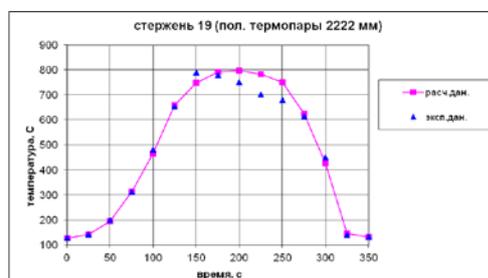


Рис. 9

6. Заключение

На этапе проверки работоспособности и точности разрабатываемого теплогидравлического модуля, основанного на ячейковом приближении, были выполнены тестовые расчеты задач расхолаживания полномасштабных сборок ТВС ВВЭР в условиях повторного залива снизу. Результаты расчетов сравнивались с экспериментальными данными, представленными в отчётах о научно-исследовательских работах:

- 1) 1-я стандартная задача повторного залива ВВЭР «Расхолаживание 7-стержневой модели ТВС ВВЭР в условиях повторного залива снизу»;
- 2) 2-я стандартная задача повторного залива ВВЭР «Расхолаживание 7-стержневой модели ТВС ВВЭР в условиях повторного залива снизу».

Для моделирования экспериментов были составлены нодализационные схемы и на их основе написаны файлы ввода данных в текстовом формате и формате XML.

При моделировании отслеживалось изменение температуры оболочек ТВЭЛов в процессе охлаждения а.з.

Наибольшее согласование с экспериментом по температуре и времени расхолаживания наблюдается в нижней и средней части сборки.

Максимальные значения расчетной температуры оболочек имитаторов и времени расхолаживания ТВЭЛов в верхней части сборки в большинстве случаев превышают экспериментальные значения. По-видимому, это связано с упрощенным моделированием процессов протекающих в верхней камере сборки.

Результаты моделирования показали, что разрабатываемый теплогидравлический ячейковый расчетный модуль с хорошей точностью предсказывает общее время расхолаживания, значения максимальной температуры сборки.

Литература

1. Б. С. Петухов, Л. Г. Генин, С. А. Ковалев, С. Л. Соловьев. Теплообмен в ядерных энергетических установках. Москва. МЭИ. 2001. С. 490–491.
2. Отчёт о научно-исследовательской работе. «1-я стандартная задача повторного залива ВВЭР «Расхолаживание 7-стержневой модели ТВС ВВЭР» в условия повторного залива снизу». Обнинск, 2000.
3. Отчёт о научно-исследовательской работе. 2-я стандартная задача: «Расхолаживание 37-стержневой модели ТВС ВВЭР в условиях повторного залива снизу» (Исходные данные для предтестовых расчетов). Техническая справка / ГНЦ РФ-ФЭИ, ГУП ТЦ ФЭИ, исх. №31-10/430. 2000.

Методы оценки страховых тарифов в системе взаимного страхования

Ведерникова И.А., ст. уденг 6 курса МФТИ (ГУ)

*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

тел.: (926) 901-15-77, эл. почта: ilona.vedernikova@gmail.com

1. Цель и актуальность работы

Атомная отрасль России представляет собой мощный комплекс, состоящий из более 250 предприятий и организаций. В структуре отрасли — четыре крупных научно-производственных комплекса: предприятия ядерно-топливного цикла, атомная энергетика, ядерно-оружейный комплекс и научно-исследовательские институты. К отрасли относится самый мощный в мире ледокольный флот.

Для минимизации финансовых последствий от реализации возможных негативных рисков событий осуществляется страхование рисков по разным направлениям: страхование от повреждения/утраты имущества, страхование гражданской ответственностью перед третьими лицами, а также жизнью и здоровьем работников. Кроме того, осуществляется страхование строительно-монтажных рисков и страхование ответственности за ядерный ущерб.

В настоящее время для страхования деятельности крупных промышленных объектов применяется коммерческий вид страхования. Это означает, что для коммерческой (или государственной) страховой организации страхование является одной из основных видов деятельности. Поэтому страховая компания, при расчете тарифа включает в него свою долю нагрузки, являющейся прибылью компании. Кроме того, страхование происходит через брокера, поэтому средства, перечисляемые на страхование, идут не только на выплату страховых взносов, но и на вознаграждение брокера. Размер обычного вознаграждения страховых брокеров варьируется в диапазоне 10 — 25 %, в некоторых случаях, до 30 — 35 %. Средний размер брокерской комиссии в России в первой половине 2012 года составил примерно 20%. Затраты Госкорпорации «Росатом» в 2011 г. на страховые взносы составляли 32.92 млрд рублей. Затраты на медицинское страхование составило 1,4 млрд рублей, при этом было охвачено 206.2 тыс. работников. Затраты на страхование от несчастных случаев и болезней составило 0,1 млрд рублей, охвачено - 125.1 тыс. работников. Отсюда можно оценить переплаты на осуществление деятельности страховых фирм, которые фактически уходят из отрасли.

Как альтернативу сложившейся практики страхования ответственности предлагается рассмотреть инструмент взаимного страхования. Взаимное страхование – это вид некоммерческого страхования, при котором происходит перераспределение рисков между членами общества взаимного страхования (ОВС) и не преследуется цель извлечения прибыли. Распределение фонда происходит в зависимости от текущей ситуации. При наступлении страхового случая убытки возмещаются из страхового фонда ОВС, а при недостатке средств на покрытие ущерба участники вносят дополнительные взносы. В случае образования избытка средств, их можно использовать для увеличения запасного капитала ОВС, в качестве поощрения за отсутствие страховых случаев, либо вкладывать в развитие отрасли. При таком подходе к организации страхования, предполагается ощутимое уменьшение страховой нагрузки на предприятия отрасли.

Цель данной работы: предложить и применить методологию по оценкам параметров фонда взаимного страхования для отрасли или региона с технологически сложными объектами, деятельность которых несет риски для окружающей среды и населения.

2. Расчет страхового тарифа

Одна из главных задач, при расчёте параметров фонда взаимного страхования, является расчёт страхового тарифа. При определении адекватного страхового тарифа возникает проблема, состоящая в том, что совокупность рисков в страхования неоднородна. Прежде чем рассчитывать тарифы, необходимо разбить риски на однородные тарифные классы. Тогда рискам одного тарифного класса можно будет назначить единый тариф. Поскольку никакие два риска не бывают полностью

одинаковыми, построение классов возможно только после задания критерия сходства рисков. Для этого требуется выбрать факторы с наиболее значимым влиянием на процесс убытков. После выбора значимых факторов автоматически происходит разбиение рисков на однородные тарифные классы. Для получения стабильной и гладкой таблицы тарифов следует учитывать сходство соседствующих тарифных классов.

При оценке тарифов применяются несколько моделей, позволяющие выбрать факторы с наиболее значимым влиянием и несколько моделей выравнивания классификации рисков, тем самым появляется возможность рассмотреть статистические данные под разным углом.



После выбора факторов с наиболее значимым влиянием и разбиения рисков на однородные тарифные классы, получается матричная структура тарифной сетки, для каждого класса значений каждого тарифного фактора определяется маргинальный множитель (или маргинальное слагаемое) таким образом, чтобы тариф в каждой тарифной классы рассчитывался как произведение (или сумма) соответствующих маргинальных множителей (маргинальных слагаемых). В случае двух тарифных факторов с K и I классами, получается таблица:

		Y_1	Y_2	Y_k
1	X	x_1	$x_1 y_2$	$x_1 y_k$
	Y_1									
2	X	x_2	$x_2 y_2$	$x_2 y_k$
	Y_1									
I	X	$x_i y_1$	$x_i y_2$	$x_i y_k$
	Y_1									

Через x_i , y_k обозначаются маргинальные множители (слагаемые), относящиеся, соответственно, к i -му значению фактора x и k -му значению y . С помощью маргинальных параметров потребная премия b_{ik} для рисков ячейки (i,k) вычисляется по формуле: $b_{ik} = x_i y_k$ (или $b_{ik} = x_{i+y_k}$), $1 \leq i \leq I$, $1 \leq k \leq K$.

Параметры x_i , y_k предлагается рассчитывать на основании статистики всей строки или, соответственно, всего столбца, премии $b_{ik} = x_i y_k$ ячейки (i,k) будет учитывать историю всех ячеек.

Расчет тарифа предполагает, что для каждого тарифного класса (i,k), $1 \leq i \leq I$, $1 \leq k \leq K$ известны совокупный убыток s_{ik} (складывающийся из данных одного года или нескольких лет), объем v_{ik} (число полисо-лет или совокупная страховая сумма соответствующих рисков) и, следовательно, нормированный на объем совокупный убыток $z_{ik} = s_{ik}/v_{ik}$.

Результат расчета тарифа решающим образом зависит от количества и состава статистических данных. Таблицу тарифов почти всегда можно усовершенствовать, подробно исследовав важные детали с привлечением дополнительных данных (например, отдельно проанализировав большие убытки).

Особое внимание при расчете премий следует уделять большим убыткам. Большие убытки, с одной стороны представлены наименьшим количеством данных, а с другой стороны, имеют наибольший экономический вес. Поэтому важно рассчитать премию для совокупного портфеля, а затем, исключив из нее мелкие и средние убытки, прогнозируемые относительно точно, измерить свободное пространство для больших убытков.

Все представленные методы подразумевают дробление портфеля на большое количество максимально однородных групп. В каждой группе число и размеры больших убытков будут нетипичны: либо слишком велики, либо слишком малы. Чтобы исключить искажение, целесообразно предварительно усечь убытки на определенном уровне. Игнорируемое таким образом совокупное значение убытка, конечно, должно быть, затем снова учтено в премиях в виде одинаковой для всех процентной надбавки. Совокупная отсеченная сумма убытков должна составлять 10-20% совокупного убытка всех рассматриваемых тарифных групп. Чтобы распределить отсеченную сумму между тарифными группами, нужно подогнать к данным каждой группы модель распределения размера убытка. Если $f(x)$ - полученная плотность распределения размера убытка отдельной группы, то число отсеченных убытков этой группы аппроксимируется значением $n \int_a^b f(x) dx$, где a - граница усечения, b - вероятный максимальный убыток ($f(x)=0$ при $x>b$), n - количество наблюдаемых убытков в группе. Тогда доля совокупной отсеченной суммы, причитающаяся рассматриваемой группе, должна быть пропорциональна ожидаемому в рамках распределения f убытку свыше границы усечения $n \int_a^b (x - a) f(x) dx$.

Таким образом, цель усечения состоит в сглаживании чисто случайных колебаний числа и размеров больших убытков.

3. Отрасль - активная система

Функционирующую систему взаимного страхования можно рассматривать как активную систему с асимметричной информированностью. В активной системе управляемые субъекты (или один субъект) обладают свойством активности - в том числе - свободой выбора своего состояния. Помимо возможности выбора своего состояния, элементы активной системы обладают собственными интересами и предпочтениями, то есть осуществляют выбор состояния целенаправленно. Модель системы должна учитывать проявления активности управляемых субъектов. Проявления эти описываются следующим образом - считается, что управляемые субъекты стремятся к выбору таких своих состояний, которые являются наилучшими с точки зрения их предпочтений при заданных управляющих воздействиях, а управляющие воздействия, в свою очередь, зависят от состояний управляемых субъектов. Одним из важнейших проявлений активности также является способность управляемых субъектов «предсказывать» (в рамках имеющейся информации) поведение управляющего органа - его реакцию на состояние системы и т.д. В качестве управляющего органа, в нашем случае, выступает страховщик (фонд ОВС), а страхователи (члены фонда ОВС) являются активными элементами.

Специфика рассматриваемой задачи состоит в том, что страхователи заключают страховые контракты с одним страховщиком в условиях асимметричной информированности (например, центр может не знать точной величины ущерба от наступления страхового случая, или иметь неточную оценку вероятности наступления этого события и т.д.), и оказываются вовлеченными в игру, в которой выигрыш каждого из них зависит не только от его собственных действий, но и от действий других страхователей. Если решения страховщика основываются на информации, сообщаемой страхователями, то страхователь, осознав возможность влияния на эти решения, может сообщать недостоверную информацию, тем самым понизить страховой взнос, руководствуясь тем, что это занижение будет компенсироваться всеми страхователями. Следовательно, возникает необходимость исследовать свойства системы, побуждающие или удерживающие страхователей от искажения информации и

разработать такие правила игры, к которым было бы выгодно придерживаться всем активным элементам. Например, ввести систему штрафов, которые будут взиматься за сокрытие или искажение информации. Так же не исключено применение «механизма скидок», в котором фонд компенсирует страхователям часть их страховых взносов, причем компенсируемая доля зависит от сообщений страхователей о вероятностях наступления страхового случая. Т.е. страховой фонд размера R_0 компенсирует i -му страхователю часть $x_i(s)$ его страхового взноса $s_i Q_i$, где s_i - это сообщаемая страхователем вероятность наступления страхового случая, Q_i - это потери при наступлении страхового случая, то есть

$r_i(s) = s_i Q_i - x_i(s)$, $i \in I$, где размер компенсации определяется на основании принципа прямых приоритетов:

$$x_i(s) = \frac{s_i Q_i}{W(s)} R_0, i \in I.$$

$$W(s) = \sum_{i \in I} s_i Q_i$$

4. Заключение

Отличительным преимуществом взаимного страхования является то, что оно некоммерческое и поэтому не несет дополнительной финансовой нагрузки. Страховые тарифы при таком виде страхования пропорциональны рискам, а применение дополнительных условий помогают снизить возможность манипуляции информацией страховщиком. Использование средств фонда ОВС на превентивные мероприятия способствуют установлению обратной связи, с помощью которой оптимизируются расходы на безопасность.

Преимуществом предложенных моделей расчета страховых тарифов по сравнению с методикой рекомендуемой ОАО «Росгосстрах» является то, что их использование приводит более тщательному анализу данных, при котором можно выбрать подходящую модель для конкретно рассматриваемой отрасли или региона.

Литература

1. Томас Мак «Математика рискованного страхования», Москва, 2005
2. В.Н. Бурков, А.Ю. Заложнев, О.С. Кулик, Д.А. Новиков, «Механизмы страхования в социально-экономических системах», Москва, 2001.
3. Бурков В.Н., Новиков Д.А., «Теория активных систем: состояние и перспективы», Синтег, 1999
4. В.Н. Бурков, Новиков «Как управлять проектами», Москва, 1997
5. Публичный годовой отчет государственной корпорации по атомной энергии «РОСАТОМ», 2010
6. Публичный годовой отчет государственной корпорации по атомной энергии «РОСАТОМ», 2011
7. К.Е. Турбина, В.Н. Дадьков, «Взаимное страхование», «Анкил», 2007

Формирование методического обеспечения для проведения первичной регистрации РАО в части отнесения накопленных РАО к особым РАО

Ведерникова М.В., инж енер ИБРАЭ РАН

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

1. Введение

В соответствии с ст. 23 Федерального закона от 11.07.2011 №190 «Об обращении с радиоактивными отходами...» в рамках проведения первичной регистрации радиоактивных отходов (далее – РАО) часть накопленных РАО будет отнесена к особым [1]. Критерии отнесения к особым РАО утверждены постановлением Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. №1069[2], которым предусмотрена разработка методики отнесения РАО к особым РАО.

Разрабатываемые методические материалы должны предусматривать возможность принятия решения об отнесении накопленных РАО к особым, уже при проведении первичной регистрации РАО по следующим объектам:

- Объектам, по которым ведутся работы по консервации в рамках ФЦП ЯРБ (мероприятия: 51, 52, 63, 64, 65, 69, 70, 71, 73, 76, 80, 111, 122, 123, 161, 227, 232, 237, 239 и др.);
- Водоемам-хранилищам ЖРО;
- Объектам применения МЯВ.

2. Общий подход

В рамках отнесения РАО к особым, в соответствии с указанным выше постановлением, необходимо проведение расчетов: коллективной эффективной дозы облучения за весь период потенциальной опасности РАО и риска потенциального облучения, связанных с удалением РАО и с захоронением РАО в месте их нахождения; расходов в случае захоронения РАО в месте их нахождения; размера возможного вреда окружающей среде в случае захоронения РАО в месте их нахождения; расходов на работы по удалению РАО из пункта хранения.

Методические материалы должны опираться на практический опыт осуществленных работ по консервации, извлечению РАО и выводу из эксплуатации пунктов хранения. В качестве осуществленных работ проводится анализ работ по ликвидации объектов хранения РАО на территории НИЦ «Курчатовский институт», проведенных в 2002÷2006 гг., в ходе которых были ликвидированы 10 хранилищ [3]. А также на работах, которые проводятся в Концерне «Росэнергоатом» по удалению РАО из старых хранилищ и их кондиционированию.

3. Оценка величин коллективных эффективных доз облучения за весь период потенциальной опасности РАО и рисков потенциального облучения, связанных с удалением РАО из ПХ и с захоронением РАО в месте их нахождения

Для обоснования отнесения РАО к особым выделяются все дозозатратные (дозообразующие) состояния и виды работ при удалении РАО из пункта хранения и при выборе варианта захоронения РАО в месте их нахождения (рис.1.).

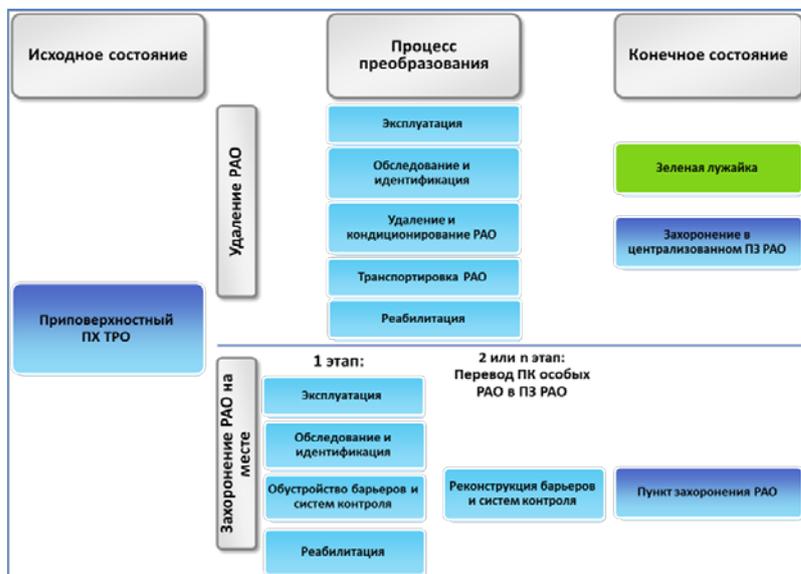


Рис.1. Этапы эволюции пункта хранения особых РАО по структуре эффективных коллективных доз облучения

Допущения, принимаемые в рамках формирования рекомендаций:

1. Дозы облучения населения от радиоактивных отходов, размещенных в пункте консервации и в пункте захоронения, а также при транспортировании, удалении РАО и ведении работ по консервации не будут превышать 10 мЗв/год и примерно равны для двух вариантов действий. И в том и в другом случае реализуются все требования федеральных норм и правил.
2. Коллективные дозы облучения персонала в обоих вариантах будут одинаковы для следующих составляющих:
 - Эксплуатация ПХ во время проведения работ по удалению РАО и во время проведения работ по созданию пункта консервации РАО
 - Реабилитация после работ по извлечению РАО или после выполнения работ по консервации РАО
 - Комплексное инженерно-радиационное обследование пункта хранения для получения исходных данных и разработки проекта по удалению РАО или по переводу ПХ в пункт захоронения
3. Половозрастная структура персонала, величины годовых доз (до 20 мЗв/год) и продолжительность облучения при ведении работ по обоим вариантам считается одинаковой. Поэтому для расчета рисков потенциального облучения при проведении работ по удалению РАО из ПХ и при захоронении РАО в месте их нахождения, предлагается воспользоваться НРБ-99/2009. В соответствии с НРБ-99/2009 «Усредненная величина коэффициента риска, используемая для установления пределов доз персонала и населения, принята равной 0,05 Зв-1» [4].

В результате сравнения этапов проведения работ, выделены работы, для которых необходимо провести оценку коллективных эффективных доз потенциального облучения:

- удаление РАО из ПХ, сортировка, переработка и кондиционирование извлеченных РАО
- транспортировка РАО к централизованному ПЗ РАО и размещение РАО в централизованном ПЗ РАО
- консервация пункта размещения особых РАО (при необходимости), реконструкция и приведение ПХ в соответствие с требованиями к пункту захоронению особых РАО.

4. Подход к расчету величины совокупного размера возможного вреда окружающей среде в случае захоронения РАО в месте их нахождения

Совокупный размер возможного вреда рассчитывается из следующих условий:

- негативное воздействие пункта захоронения не превышает допустимых пределов;
- к собственно ущербу относится только отчуждение земель.

Для оценки величины совокупного размера возможного вреда окружающей среде в случае захоронения РАО в месте их нахождения должны использоваться данные по стоимости земель промышленного назначения в регионе расположения предприятия.

Расчет вреда окружающей среде при захоронении РАО в месте их нахождения рассчитывается по формуле:

$$P_{\text{ущерб}} = \max(S_1 \dots S_n) * P_{\text{зем.уч}}$$

$\max(S_1 \dots S_n)$ – максимальная площадь загрязненной территории при нормальной эксплуатации, проектных и запроектных авариях, рассматриваемых при обосновании безопасности ПХ РАО.

$P_{\text{зем.уч}}$ – среднерыночная стоимость земель промышленного назначения в регионе расположения пункта хранения РАО.

5. Сопоставление и оценка расходов на захоронение РАО в месте их нахождения и расходов на удаление РАО

Для расчета расходов на консервацию ПХ РАО с последующим переводом ПХ РАО в пункт захоронения РАО, а также его эксплуатацию, закрытие, обеспечение безопасности в течение всего периода потенциальной опасности РАО необходимо выполнить расчеты, и просуммировать полученный результат (рис.2).

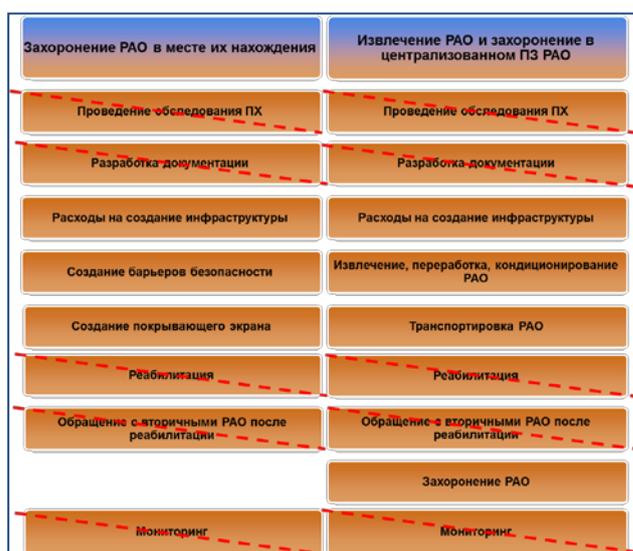


Рис.2. Сравнение этапов работ по двум вариантам обращения с РАО

В данном случае не проводятся расчеты затрат на работы:

- обследование ПХ для получения исходных данных для разработки проекта по переводу ПХ РАО в ПЗ РАО
- разработка документации на проведение работ по переводу ПХ РАО в ПЗ РАО
- реабилитация загрязненной территории,

- обращение с РАО, образовавшихся в результате работ по реабилитации,
- проведение мониторинга на весь период потенциальной опасности РАО.

Таким образом, для оценки размера затрат на захоронение РАО в месте их нахождения необходимо получить и просуммировать расходы на следующие работы:

- создание инфраструктуры для проведения работ по консервации ПХ;
- создание барьеров безопасности.

Для оценки размера затрат на удаление РАО из пункта хранения и последующее захоронение в централизованном пункте захоронения должны быть получены и просуммированы затраты на следующие работы:

- создание инфраструктуры для проведения работ по удалению РАО из ПХ;
- работы по извлечению, переработку и кондиционирование РАО из ПХ;
- транспортировку кондиционированных РАО к пункту захоронения;
- захоронение РАО в централизованном пункте захоронения.

6. Заключение

После проведения всех перечисленных выше расчетов необходимо сопоставить полученные величины: коллективные эффективные дозы облучения для удаления РАО и захоронения в месте их нахождения, риски потенциального облучения для удаления РАО и захоронения в месте их нахождения, а также затраты на удаление РАО и затраты на захоронения РАО в месте их нахождения с учетом совокупного вреда окружающей среде. В случае если все три полученные величины для варианта захоронения РАО в месте их нахождения меньше соответствующих величин для варианта удаления РАО из ПХ, РАО могут быть отнесены к особым РАО.

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 Российской Федерации от 19 октября 2012 г. №1069 «О критериях отнесения твердых, жидких, газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критерии классификации удаляемых радиоактивных отходов».
3. Проблемы ядерного наследия и пути их решения. – Под общей редакцией Е.В. Евстратова, А.М. Агапова, Н.П. Лаверова, Л.А. Большова, И.И. Линге. – 2012г. – 356с. – Т1.
4. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009) СанПиН 2.6.1.2523-09.

Разработка модели вертикальной стратификации для теплогидравлического модуля кода СОКРАТ-БН

Вож аков И.С., Бут ов А.А., Архипов Д.Г., Усов Э.В.

Новосибирский филиал Института проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: vzhakov@gmail.com

1. Введение

Известно, что использование стандартных методов для численного решения системы уравнений двухжидкостной модели в условиях больших градиентов объемного содержания фаз, может приводить к физически некорректному описанию эволюции двухфазного потока. Наиболее показательным случаем является расчет задач, в которых наблюдается расслоение (стратификация) потока, вызванное воздействием гравитационных или инерционных сил [1]. Более того, при наличии стратификации предположение о равенстве давлений жидкой и газовой фазы в пределах одной расчетной ячейки, используемое во многих теплогидравлических кодах (TRACE [2], КОРСАР [3]), изначально неверно. Целью настоящей работы являлось создание в рамках двухжидкостного приближения модели вертикальной стратификации, которое бы физически корректно описывало большинство явлений наблюдаемых в данном режиме.

2. Описание моделей

2.1. Модель вертикальной стратификации

Рассмотрим задачу о движении границы раздела жидкость-пар в рамках модели, используемой в текущей версии теплогидравлического модуля кода СОКРАТ-БН. Из уравнений сохранения массы газа и жидкости можно получить уравнения на эволюцию давления и паросодержания:

$$\frac{\partial P}{\partial t} = - \frac{conv_g \rho_f + conv_f \rho_g}{\alpha_g \rho_f \frac{\partial \rho_g}{\partial P} + \alpha_f \rho_g \frac{\partial \rho_f}{\partial P}} \quad (1)$$

$$\frac{\partial \alpha_g}{\partial t} = \frac{conv_f \alpha_g \frac{\partial \rho_g}{\partial P} - conv_g \alpha_f \frac{\partial \rho_f}{\partial P}}{\alpha_g \rho_f \frac{\partial \rho_g}{\partial P} + \alpha_f \rho_g \frac{\partial \rho_f}{\partial P}} \quad (2)$$

Где $conv_g$, $conv_f$ конвективные члены в уравнении сохранения массы и жидкости

Разделим полученные уравнения:

$$\frac{\partial P}{\partial t} = \frac{conv_g \rho_f + conv_f \rho_g}{conv_g \alpha_f \rho_f \beta_f - conv_f \alpha_g \rho_g \beta_g} \frac{\partial \alpha_g}{\partial t} \quad (3)$$

Рассмотрим противопоточную схему, используемую в коде СОКРАТ-БН. Тогда, в случае подъема уровня раздела фаз, конвективные члены приобретут следующий вид (сечение канала считаем постоянным, скорость положительной):

$$conv_{i,j} = \frac{(\alpha_i \rho_i V_i S)_{j+\frac{1}{2}} - (\alpha_i \rho_i V_i S)_{j-\frac{1}{2}}}{Vol_j} = \frac{\alpha_{i,j} \rho_{i,j} V_{i,j+\frac{1}{2}} - \alpha_{i,j-1} \rho_{i,j-1} V_{i,j-\frac{1}{2}}}{\Delta z} \quad (4)$$

Из рассмотрения уравнений (2), (4), можно сделать вывод, что при использовании существующей аппроксимации конвективных членов уже при расчете задачи о заполнении вертикальной трубы с постоянной скоростью, не может быть получено правильное решение для скорости заполнения ячейки.

Более того, рассмотрим предельный случай: жидкость полностью заполняет нижнюю ячейку ($\alpha_{f,j-1} = 1$), а газ – ячейку сверху ($\alpha_{g,j+1} = 1$), уровень раздела фаз подходит к верхней границе ячейки

($\alpha_{g,j} \rightarrow 0$). Пренебрежем изменением плотности жидкости и газа в ячейках, а скорости на границах примем одинаковыми, тогда (3) примет вид:

$$\frac{\partial P}{\partial t} = -\frac{1}{\beta_f} \frac{\partial \alpha_g}{\partial t} \quad (5)$$

Так как сжимаемость жидкости β_f мала, то даже небольшое изменение паросодержания приводит к резким скачкам давления при заполнении ячейки жидкостью.

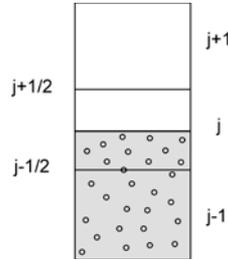


Рис. 1. Схематическое изображение стратификации двухфазного потока в вертикальном канале

Разработанная в настоящей работе модель вертикальной стратификации позволяет качественно верно описывать динамику объемного содержания фазы в ячейках канала, т.е. моделирует движение четко выраженной границы раздела фаз, не допуская размазывания фаз по всей расчетной области, а также возникновения скачков давления.

При обнаружении стратификации в ячейке корректируются конвективные члены в уравнениях сохранения массы газа и жидкости с учетом резкого градиента объемного паросодержания:

$$(\alpha_i \rho_i V_i S)_{j+\frac{1}{2}} = \alpha_{i,j+1} \rho_{i,j+1} V_{i,j+\frac{1}{2}}^n S_{j+\frac{1}{2}} \quad (6)$$

$$(\alpha_i \rho_i V_i S)_{j-\frac{1}{2}} = \alpha_{i,j-1} \rho_{i,j-1} V_{i,j-\frac{1}{2}}^n S_{j-\frac{1}{2}} \quad (7)$$

В соседних ячейках конвективные члены в уравнениях сохранения массы также корректируются для согласования потоков массы.

Так как расчет происходит дискретно, пересечение границ ячеек поверхностью раздела фаз может вызывать определенные проблемы с полным сохранением массы в системе, а также нефизичные скачки давления. В этом случае для верного описания динамики системы уравнения сохранения массы корректируются введением добавок массы, учитывающих выход уровня раздела фаз за границы ячейки.

Если в ячейке зафиксировано превышение максимального значения объемным содержанием фазы, тогда в данной ячейке выставляется флаг пересчета (по умолчанию он равен нулю): в уравнения сохранения массы записывается добавка и проводится пересчет уравнений без изменения временного шага. Добавка массы записывается следующим образом:

$$\frac{\partial (\alpha_i \rho_i)_j}{\partial t} + conv_{i,j} = \Delta m_{i,j} \quad (8)$$

Таблица 1. Величина добавки массы

$flag = 1 (\alpha_g^{new} > \alpha_{g,max})$	$flag = -1 (\alpha_g^{new} < \alpha_{g,min})$
$\Delta m_{g,j} = \begin{cases} \rho_{g,j} (\alpha_{g,j}^{new} - \alpha_{g,max}), flag_{j-1} \neq 0, V_{g,j-\frac{1}{2}} > 0 \\ -\rho_{g,j} (\alpha_{g,j}^{new} - \alpha_{g,max}), flag_j \neq 0 \\ \rho_{g,j} (\alpha_{g,j}^{new} - \alpha_{g,max}), flag_{j+1} \neq 0, V_{g,j+\frac{1}{2}} < 0 \end{cases}$	$\Delta m_{g,j} = \begin{cases} -\rho_{g,j} (\alpha_{g,min} - \alpha_{g,j}^{new}), flag_{j-1} \neq 0, V_{g,j-\frac{1}{2}} > 0 \\ \rho_{g,j} (\alpha_{g,min} - \alpha_{g,j}^{new}), flag_j \neq 0 \\ -\rho_{g,j} (\alpha_{g,min} - \alpha_{g,j}^{new}), flag_{j+1} \neq 0, V_{g,j+\frac{1}{2}} < 0 \end{cases}$

$flag = 1 (\alpha_g^{new} > \alpha_{g,max})$	$flag = -1 (\alpha_g^{new} < \alpha_{g,min})$
$\Delta m_{f,j} = \begin{cases} -\rho_{f,j}(\alpha_{g,j}^{new} - \alpha_{g,max}), flag_{j-1} \neq 0, V_{f,j-\frac{1}{2}} > 0 \\ \rho_{f,j}(\alpha_{g,j}^{new} - \alpha_{g,max}), flag_j \neq 0 \\ -\rho_{f,j}(\alpha_{g,j}^{new} - \alpha_{g,max}), flag_{j+1} \neq 0, V_{f,j+\frac{1}{2}} < 0 \end{cases}$	$\Delta m_{f,j} = \begin{cases} \rho_{f,j}(\alpha_{g,min} - \alpha_{g,j}^{new}), flag_{j-1} \neq 0, V_{f,j-\frac{1}{2}} > 0 \\ -\rho_{f,j}(\alpha_{g,min} - \alpha_{g,j}^{new}), flag_j \neq 0 \\ \rho_{f,j}(\alpha_{g,min} - \alpha_{g,j}^{new}), flag_{j+1} \neq 0, V_{f,j+\frac{1}{2}} < 0 \end{cases}$

2.2. Модель разных давлений фаз

Модель вертикальной стратификации хотя и позволяет качественно верно описывать динамику объемного содержания фазы в ячейках канала, расчет давления в канале, а соответственно и скоростей фаз по-прежнему происходит неверно, по причине того, что давления в фазах при наличии стратификации обязаны быть различными. Для решения данной задачи была разработана и внедрена модель разных давлений фаз [4].

В коде СОКРАТ-БН скалярные величины, такие как давление, объемное содержание фазы и энтальпия определяется в центре ячейки, в то время как векторные величины – скорости фаз – на границах ячеек. Рассматриваемая модель подразумевает, что давление фаз различается, если в ячейке зафиксирована стратификация потока и при этом уровень столба жидкости находится выше центра ячейки, в остальных случаях давление фаз полагается равным:

$$P_f = P_g + \max(0, \alpha_f - 0.5) \rho_f \left(g \sin \theta + \frac{\partial V_f}{\partial t} \right) h, \quad (9)$$

где h – длина ячейки. Кроме этого изменяется уравнение сохранения импульса на границах стратифицированной ячейки:

$$k(\overline{\alpha\rho})_{j+\frac{1}{2}} \frac{\partial V_{i,j+\frac{1}{2}}}{\partial t} + (\overline{\alpha\rho})_{j+\frac{1}{2}} \left(\frac{\partial V_i}{\partial z} \right)_{j+\frac{1}{2}} + (\overline{\alpha})_{j+\frac{1}{2}} \left(\frac{\partial P}{\partial z} \right)_{j+\frac{1}{2}} + k(\overline{\alpha\rho})_{j+\frac{1}{2}} g = 0 \quad (10)$$

$$k = \begin{cases} \frac{\alpha_{f,j}}{2} + \min(0.5, \alpha_{f,j+1}), \sin \theta > 0 \\ \min(0.5, \alpha_{f,j}) + \frac{\alpha_{f,j+1}}{2}, \sin \theta < 0 \end{cases} \quad (11)$$

Черта сверху показывает осредненные значения по двум ячейкам, так как уравнение сохранения импульса записывается на границе ячеек. Добавочный коэффициент вводится для того чтобы учесть величину столба жидкости в случае стратифицированных ячеек.

3. Результаты расчетов

Проведено моделирование изменения уровня раздела фаз в вертикальном канале на задаче-манометр. Показано, что введение модели вертикальной стратификации и модели разных давлений фаз позволяет корректно описывать изменение гидравлических параметров при движении явно выраженного уровня раздела фаз.

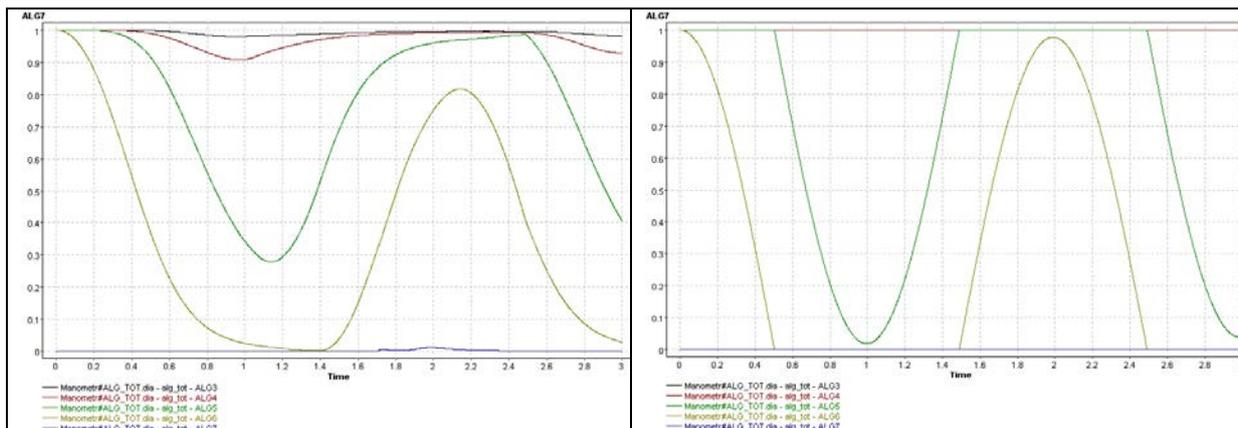


Рис. 2. Динамика паросодержания в U-образном (слева без новых моделей, справа с моделью вертикальной стратификации и моделью разных давлений фаз)

На рисунке 3 видно, что в отсутствие новых моделей происходит размытие границы раздела фаз.

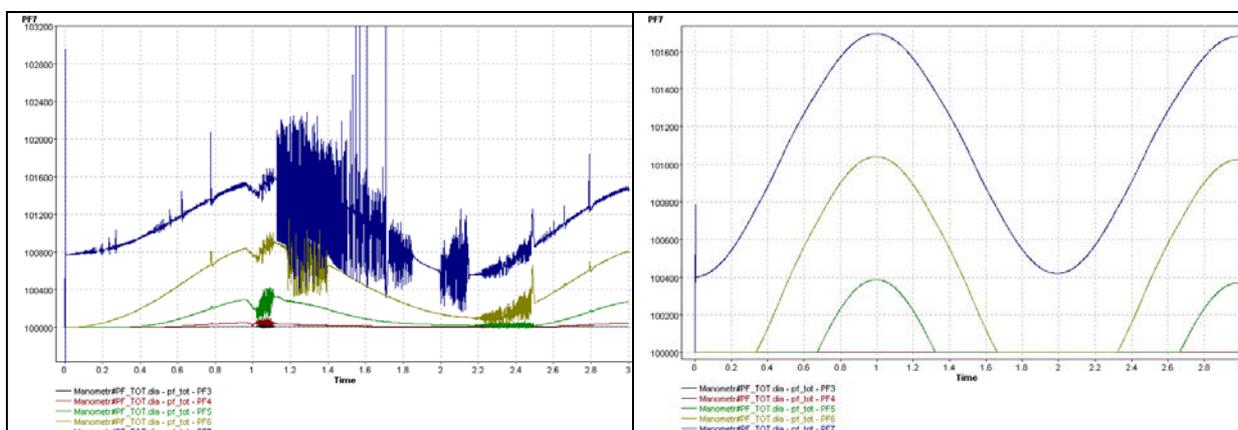


Рис. 3. Динамика давления в U-образном (слева без новых моделей, справа с моделью вертикальной стратификации и моделью разных давлений фаз)

На рисунке 3 видно, что внедрение новых моделей позволяет избежать возникновения нефизичных скачков давления и как следствие происходит корректный расчет скорости колебаний во всех ячейках канала.

4. Заключение

Разработаны и внедрены модели, позволяющие корректно описывать динамику двухфазной смеси при наличии явно выраженной границы раздела фаз. Для тестирования данных моделей проведено моделирование колебаний жидкости в U-образном канале. Показано, что внедренные модели позволяют физически корректно описывать поведение гидравлических параметров.

Литература

1. B. Aktas, J. H. Mahaffy, "A TWO-PHASE LEVEL TRACKING METHOD", Nuclear Engineering and Design, Vol. 162, pp. 271-280, 1996.
2. J. W. Spore et. al, "TRAC-M/FORTRAN 90 (VERSION 3.0) THEORY MANUAL", Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, New Mexico, Pennsylvania State University, University Park, Pennsylvania, July 2000.
3. Драгунов Ю.Г., Быков М.А., Василенко В.А., Мигров Ю.А., "ОПЫТ ПРИМЕНЕНИЯ И РАЗВИТИЕ РАСЧЕТНОГО КОДА КОРСАР ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС С ВВЭР", Теплоэнергетика, №1, С. 43-47, 2006.
4. K. H. Ardron, "ONE-DIMENSIONAL TWO-FLUID EQUATIONS FOR HORIZONTAL STRATIFIED TWO-PHASE FLOW", Int. J. Multiphase flow, Vol. 6. pp. 295-304, 1980.

Схема «КАБАРЕ» для двухуровневой технологии расчетов задач флуктуационной гидродинамики

Глотов В.Ю., аспирант 2 года МФТИ

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: glotov-v@yandex.ru

1. Введение

При расчетах сильно разномасштабных физических процессов (multiscale problem) методами молекулярной динамики (MD) требуются вычислительные ресурсы, на много порядков превышающие ожидаемый в ближайшее время эксофлопс. Примером такой задачи может служить задача о свертывании длинной белковой молекулы в водной среде. В окрестности молекулы необходимо применять MD-методы. Однако на некотором расстоянии от него, можно попытаться использовать другое приближение – приближение флуктуационной гидродинамики (FH), описываемое уравнениями Ландау-Лифшица. Это, по идее, должно привести к существенному уменьшению вычислительных ресурсов и увеличению величины шага интегрирования по времени.

Уравнения Ландау-Лифшица [1] представляют собой уравнения Навье-Стокса, дополненные флуктуационными (стохастическими) потоками энергии и импульса, интенсивность которых зависит как от температуры, так и от пространственного масштаба. Вид этих потоков следует из т.н. «флуктуационно – диссипативной теоремы» статистической физики. По сути, флуктуационная гидродинамика, является экстраполяцией континуального приближения за пределы области его применимости. Такая обобщенная форма уравнений Навье-Стокса может быть записана в форме:

$$\begin{cases} \frac{\partial \rho}{\partial t} + \text{div}(\rho \bar{u}) = 0 \\ \frac{\partial \rho u_i}{\partial t} + \text{div}(\rho u_i \bar{u}) = \nabla_j (\Pi_{ij} + \tilde{\Pi}_{ij}), \quad i = 1, 3 \\ \frac{\partial \rho E}{\partial t} + \text{div}(\rho E \bar{u}) = \nabla_j ((\Pi_{ij} + \tilde{\Pi}_{ij}) \cdot u_i) + \text{div}(\bar{q} + \tilde{q}) \end{cases} \quad (1)$$

где $\Pi_{\alpha\beta} = -(p - \zeta \text{div} \bar{u}) \delta_{\alpha\beta} + \eta (\partial_\alpha u_\beta + \partial_\beta u_\alpha - 2D^{-1} \text{div} \bar{u} \delta_{\alpha\beta})$ – осредненный тензор напряжений, $q_\alpha = \kappa \cdot \partial_\alpha T$ – осредненный тепловой поток. Стохастические члены определяются как гауссовы случайные величины с нулевым средним и ковариациями, заданными по формулам:

$$\langle \tilde{\Pi}_{\alpha\beta}(\bar{r}_1, t_1) \tilde{\Pi}_{\gamma\delta}(\bar{r}_2, t_2) \rangle = 2k_B T \left[\eta (\delta_{\alpha\delta} \delta_{\beta\gamma} + \delta_{\alpha\gamma} \delta_{\beta\delta}) + \left(\zeta - \frac{2}{D} \eta \right) \delta_{\alpha\beta} \delta_{\gamma\delta} \right] \delta(t_1 - t_2) \delta(\bar{r}_1 - \bar{r}_2) \quad (2)$$

$$\langle \tilde{q}_\alpha(\bar{r}_1, t_1) \tilde{q}_\beta(\bar{r}_2, t_2) \rangle = 2k_B \kappa T^2 \delta_{\alpha\beta} \delta(t_1 - t_2) \delta(\bar{r}_1 - \bar{r}_2) \quad (3)$$

При выборе численного метода для решения уравнений Ландау-Лифшица, важно удовлетворить следующим требованиям:

- на «блоках» с длиной ребер в десятки атомных единиц – метод должен с высокой точностью воспроизводить флуктуации плотности и скорости, значения температуры и скорости звука, соответствующие молекулярно – статистической теории и результатам, получаемым методами молекулярной динамики;
- при увеличении пространственных масштабов метод должен воспроизводить ударно – волновые и вихревые газо- и гидродинамические течения в терминах макроскопических параметров и обеспечивать минимальную численную диссипацию и дисперсию;

- обеспечивать возможность «непрерывного» перехода от микро- к мезо- и макро- масштабам при использовании асинхронных шагов интегрирования по времени;
- результат должен быть устойчивым относительно варьирования величины шага интегрирования по времени;

Работам по созданию, верификации и валидации численных методов для уравнений флуктуационной гидродинамики в последнее десятилетие уделяется значительное внимание [2-4]. Однако единого взгляда на пути построения удовлетворяющих всем перечисленным требованиям алгоритмов для численного решения гидродинамических уравнений для всех пространственных уровней, требующихся для многомасштабного моделирования, до последнего времени не существовало. Исходной точкой для данной работы было предположение, что определяющую роль при вычислении гидродинамических флуктуаций играют внутренние диссипативные характеристики базовой схемы. Поскольку амплитуды стохастических возмущений в уравнениях Ландау-Лифшица определяются на основании флуктуационно-диссипативной теоремы, то при определенном из теории уровне флуктуаций важно соблюдать баланс диссипативных свойств, складывающихся из физического эффекта молекулярной вязкости и вычислительного эффекта аппроксимационной вязкости. В соответствии с указанной концепцией за основу была выбрана бездиссипативная разностная схема второго порядка аппроксимации CABARET (Upwind Leap-Frog) [5].

Удовлетворительное со всех точек зрения решение проблемы построения эффективных вычислительных алгоритмов для уравнений стохастической гидродинамики для всех актуальных масштабов было получено при переходе к новой «двухуровневой технологии расчетов» уравнений Ландау-Лифшица. Суть этой технологии заключается в том, что мгновенные значения всех моделируемых физических полей представляются в виде суммы осредненных по большому промежутку времени величин и мгновенных флуктуаций $f(\vec{r}, t) = \bar{f}(\vec{r}, t) + \delta f(\vec{r}, t)$. При подстановке такого представления в исходные уравнения, производится отделение членов первого порядка малости по флуктуациям от уравнений, описывающих осредненные характеристики течений. В дальнейшем, линейные уравнения относительно флуктуаций на неоднородном фоне решаются по схеме КАБАРЕ без использования процедуры нелинейной коррекции, а уравнения относительно средних значений – по схеме КАБАРЕ с монотонизацией на основе принципа максимума. Такой подход представляется, в настоящее время, магистральным для решения уравнений многомасштабной гидродинамики с учетом тепловых флуктуаций.

2. Флуктуации в равновесной системе

Первый тест для наших численных методик будет посвящен вопросу о получении правильных значений квадратичных флуктуаций для системы, находящейся в равновесии. Используем параметры системы из таблицы 1 для моделирования разреженного аргона в периодической квазиодномерной области.

Таблица 1. Параметры системы (в единицах СГС) для моделирования разреженного газа в квазиодномерной области с периодическими граничными условиями.

Диаметр молекулы (аргон)	3.66×10^{-8}
Масса молекулы (аргон)	6.63×10^{-23}
Равновесная плотность	1.78×10^{-3}
Равновесная температура	273
Скорость звука (адиабатическая)	30 781
Длина области	1.25×10^{-4}
Объем области	1.96×10^{-16}
Число ячеек	40
Шаг по времени	10^{-12}

В таблице 2 приведено сравнение результатов расчета квадратичных флуктуаций плотности, импульса и энергии по схеме КАБАРЕ и сравнение их с точными значениями, полученными с помощью МД моделирования, а также с аналогичными результатами, полученными по схемам Маккормака, кусочно-параболическому методу (PPM) и схеме Рунге-Кутты третьего порядка (RK3).

Таблица 2. Флуктуации сохраняющихся величин $\Delta t = 1.0 \times 10^{-12}$, $N_i = 10^7$

$$\langle \delta \rho^2 \rangle \text{ Точное значение: } 2.35 \times 10^{-8}$$

	Вычисленное значение	Ошибка в процентах
Схема КАБАРЕ	2.345×10^{-8}	-0.23%
Схема Макормака	2.01×10^{-8}	-14.3%
RK3	2.32×10^{-8}	-1.3%
PPM	1.97×10^{-8}	-16.0%

$$\langle \delta J^2 \rangle \text{ Точное значение: } 13.34$$

Схема КАБАРЕ	13.506	+1.24%
Схема Макормака	13.31	-0.3%
RK3	13.65	+2.3%
PPM	13.27	-0.5%

$$\langle \delta E^2 \rangle \text{ Точное значение: } 2.84 \times 10^{10}$$

Схема КАБАРЕ	2.864×10^{10}	+0.85%
Схема Макормака	2.61×10^{10}	-8.4%
RK3	2.87×10^{10}	+0.9%
PPM	2.58×10^{10}	-9.4%

Аналогичные результаты для двумерного Аргона приведены в таблице 3.

Таблица 3. Сравнение результатов расчета двумерного аргона по схеме КАБАРЕ с результатами молекулярной динамики

	$\sqrt{\langle \delta \rho^2 \rangle}$	$\sqrt{\langle \delta u_x^2 \rangle}$	$\sqrt{\langle \delta u_y^2 \rangle}$	c_x	c_y
MD	0.01206	0.07827	0.07812	3.93963	3.93174
КАБАРЕ	0.01180	0.07687	0.07647	3.95398	3.93304

3. Уменьшение размеров системы

При уменьшении размеров системы для флуктуаций плотности должно выполняться

$$\text{соотношение: } \sqrt{\langle \delta \rho^2 \rangle} / \bar{\rho} = \sqrt{\frac{\gamma k_B \bar{T}}{\bar{\rho} c^2 V}}$$

На рисунке 1 показан расчет по схеме КАБАРЕ для последовательного уменьшения размеров системы. Расчетные точки ложатся на прямую, выходящую из начала отсчета. Зная коэффициент наклона прямой, можно вычислить значение скорости звука $\bar{c} \approx 31205$ (отклонение от точного значения составляет +1.38%).

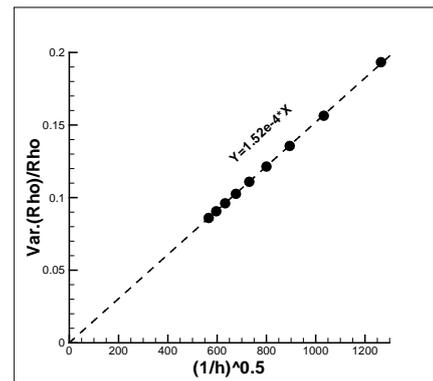


Рис. 1. Зависимость значений флуктуации плотности при уменьшении размеров системы

4. Неравновесный случай

(а) *Градиент температуры.* Рассмотрим систему с разреженным Аргоном (Таблица 1), но при наличии градиента температуры. В качестве граничных условий зададим изотермические стенки при температурах $T_1 = 273$ и $T_2 = 819$ K. Перепад температуры составляет миллионы градусов на сантиметр.

Несмотря на такие «жесткие» условия, которые изначально были предложены для создания сильных ударных волн, задача может быть довольно точно промоделирована с помощью методик молекулярной динамики [2]. Основным результатом, предсказываемый молекулярной динамикой, заключается в наличии отрицательного пика в пространственных корреляциях плотности и импульса $\langle \delta\rho(x)\delta J(x^*) \rangle$ вблизи точки $x = x^*$. Расчеты, выполненные по схеме КАБАРЕ, хорошо разрешают этот пик (Рис. 2(a)).

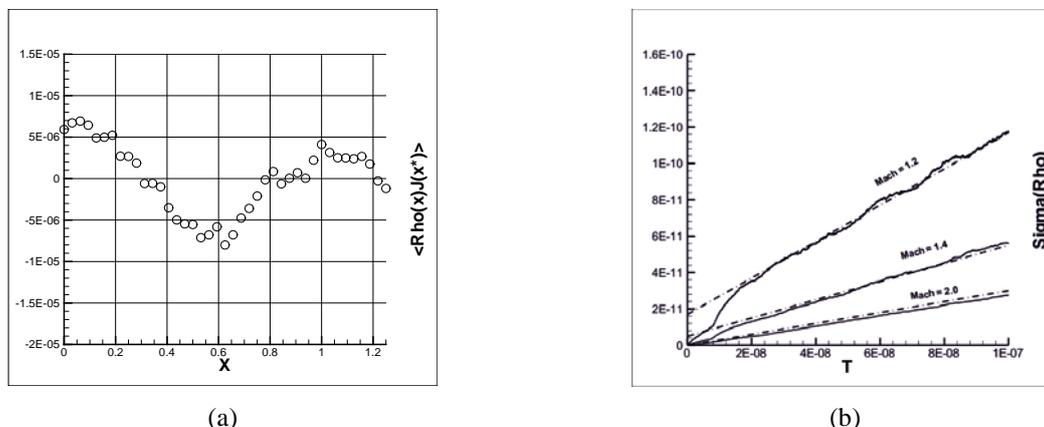


Рис. 2. (a) – пространственные корреляции плотности и импульса в системе, помещенной в температурный градиент; (b) – дисперсия положения фронта ударной волны для профиля плотности

(b) Дрейф фронта ударной волны. В этом тесте рассматриваются случайные блуждания (или дрейф) фронта стационарной ударной волны под действием тепловых флуктуаций. Термодинамические параметры перед фронтом ударной волны (справа) зададим такими же, как и в равновесной задаче (Таблица 1). За фронтом (слева) значения термодинамических параметров будут определяться из соотношения Ренкина-Гюгонио. Рассмотрим такую волну при трех разных значениях числа Маха 1.2, 1.4 и 2.0. Дрейф фронта ударной волны, как и движение броуновской частицы, имеет диффузионный характер, т.е. средний квадрат смещения фронта ударной волны от первоначального положения будет линейно расти во времени $\langle \delta\sigma_\rho^2 \rangle \approx 2D_\rho t$. Коэффициент диффузии D_ρ зависит от силы ударной волны $D \cong (\text{Mach} - 1)^{-1}$. На рисунке 2 (b) показаны результаты расчетов по схеме КАБАРЕ положения фронта ударной волны.

5. Заключение

Во всех верификационных тестах ошибки по двухуровневой технологии расчетов с использованием методики КАБАРЕ не превышают 2% (а зачастую меньше 1%) по сравнению с MD-расчетами. Таким образом, высокая точность в удовлетворении флуктуационно-диссипативной теореме, а также простота компьютерной реализации и организации массивных параллельных вычислений делают новый алгоритм перспективным, с точки зрения использования в задачах флуктуационной гидродинамики.

Литература

1. Е.М. Лифшиц, Л.П. Питаевский. “Статистическая физика. Часть 2. Теория конденсированного состояния”, М.: – Наука, 1978, 448 с.
2. J.B. Bell, A.I. Garcia, and S.A. Williams. Numerical methods for the stochastic Landau-Lifshitz Navier-Stokes equations // Phys. Rev., 2007. E76.
3. A. Pandey, A. Klar and S. Tiwari. Meshfree method for fluctuating hydrodynamics // Math. and Comp. in Simulation, 2012.
4. G.D. Fabritiis et al., Fluctuating hydrodynamic modeling of fluids at the nanoscale. // Phys. Rev., 2007. E75.
5. В.М. Головизнин с соавт. “Новые алгоритмы вычислительной гидродинамики для многопроцессорных вычислительных комплексов”, М.: – Издательство Московского университета, 2012.

CFD-моделирование турбулентного всплытия лёгкого газа

Григорьев С.Ю., студент 6 курса МФТИ

Научный руководитель: к.ф.-м.н. Филиппов А.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: grigorev@phystech.edu

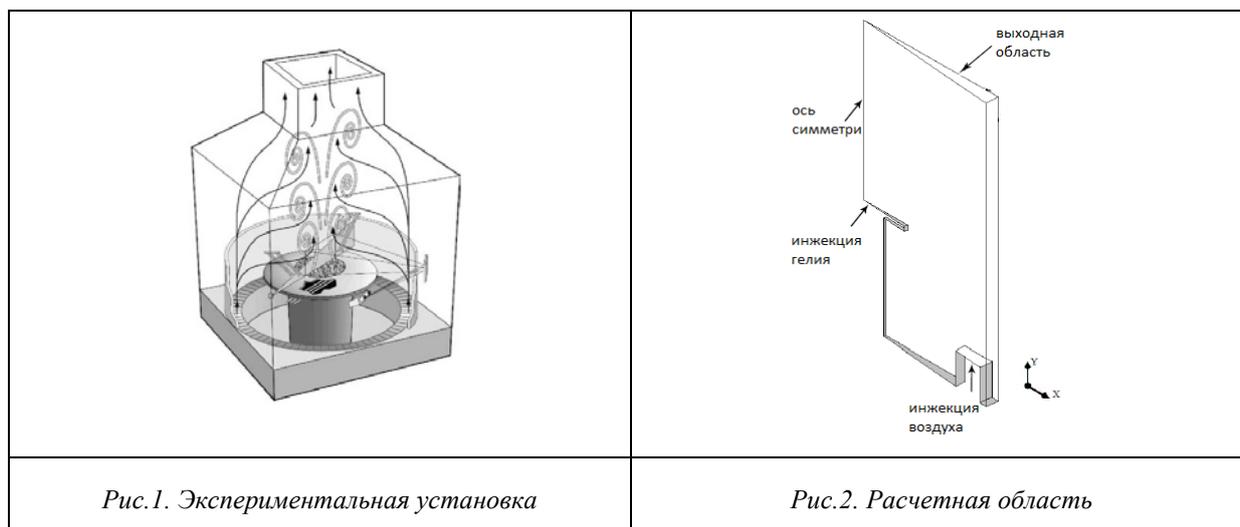
Введение

Данная работа посвящена моделированию турбулентных струй легкого газа CFD-кодом Fluent с целью изучения динамики газа вблизи его источника и выбора наиболее подходящей для этого модели турбулентности. Рассмотренная проблема является составной частью общей задачи моделирования распространения водорода и его стратификации внутри защитной оболочки (ЗО) АЭС, что необходимо в анализе водородной пожаро-взрывобезопасности АЭС при тяжёлой аварии. Архимедова сила, действующая на легкий газ в более тяжелом, способна значительно ускорить струю, направленную вверх, что способствует более высокой концентрации в стратифицированном слое легкого газа. Подобные явления моделируются в рамках расчётных бенчмарков HYMIX K1 и HYMIX K2, проводимых в международном проекте ERCOSAM-SAMARA [1]. При проведении расчётов было замечено, что концентрация водорода в стратифицированном состоянии зависит от динамики всплытия, которая определяется состоянием газа в окрестности места выхода, и результат зависел от используемой модели турбулентности. Это потребовало проверки и изучения работы моделей на эксперименте.

Для установления модели, наилучшим образом описывающей всплытия легкого газа вблизи области источника, проводилось сравнение различных RANS моделей турбулентности на эксперименте [2]. Если в $k-\epsilon$ и RSM моделях архимедовы силы учитываются средствами кода Fluent, то для $k-\omega$ моделей потребовалось написать специальную пользовательскую функцию. По результатам сравнения проведенных расчетов с экспериментом были выбраны модели турбулентности, наилучшим образом описывающие эксперимент. Они были использованы в расчётах HYMIX K1.

Описание эксперимента

Экспериментальная установка (рис. 1) представляет собой камеру кубической формы, в которую помещен цилиндрический сосуд. Вдуваемый легкий газ – гелий.



В верхней части камеры находится вытяжная труба. Гелий поступает в камеру через трубу диаметром 1 м. Выходное отверстие трубы находится на высоте 2,35 м от дна установки. Для установления однородного потока в камеру подается также воздух через кольцевой воздухопровод по периметру цилиндрического сосуда. В эксперименте воздух поступает в камеру со средней скоростью 0,15 м/с при температуре 13°C. Для проведения измерений в поток гелия добавляются ацетон и кислород (массовая концентрация 1,7% и 1,9%, соответственно). Эта смесь газов поступает в камеру со скоростью 0,325 м/с с температурой 11°C.

Численное моделирование эксперимента

Численные модели и расчетная область

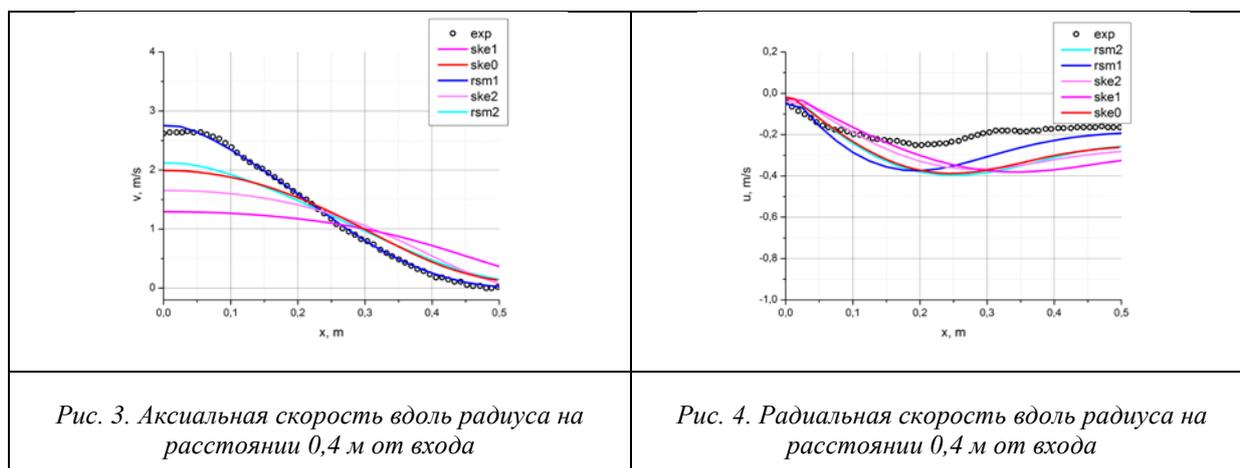
Задача решалась в двумерной осесимметричной геометрии. Газ полагался сжимаемым, уравнения потока решались с помощью неявной процедуры *Pressure-based*, в соответствии с тем, что используются для моделирования экспериментов ERCOSAM-SAMARA. Решаются уравнения баланса полной массы, импульса, энергии и массовых концентраций компонентов смеси. Смесь газов бралась в приближении идеального газа. Использовался сопряженный метод *Coupled* решения системы уравнений давление-скорость. Пространственная дискретизация переменных – *Second-order upwind*, дискретизация по времени – *First-order implicit*, метод дискретизации градиента – *Green-Gauss Cell Based*, схема аппроксимации для давления – *PRESTO!*.

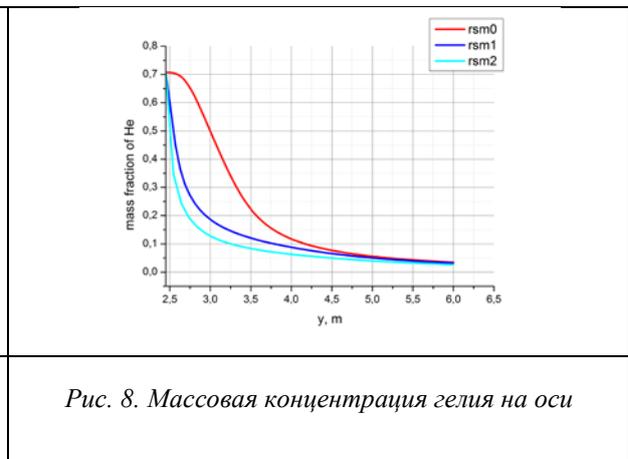
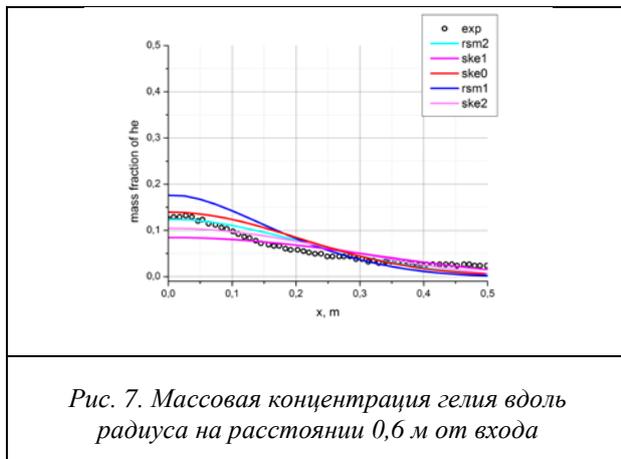
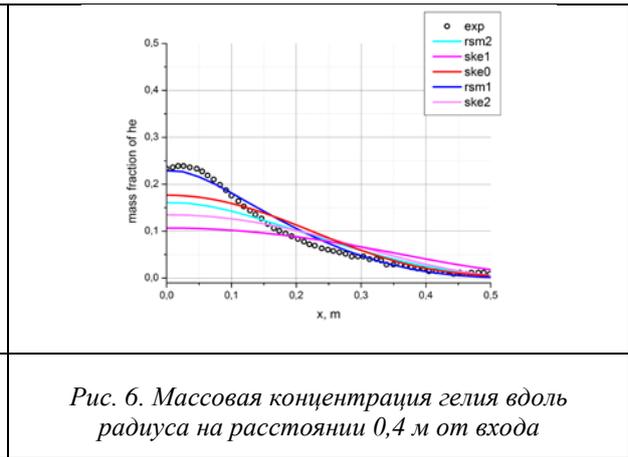
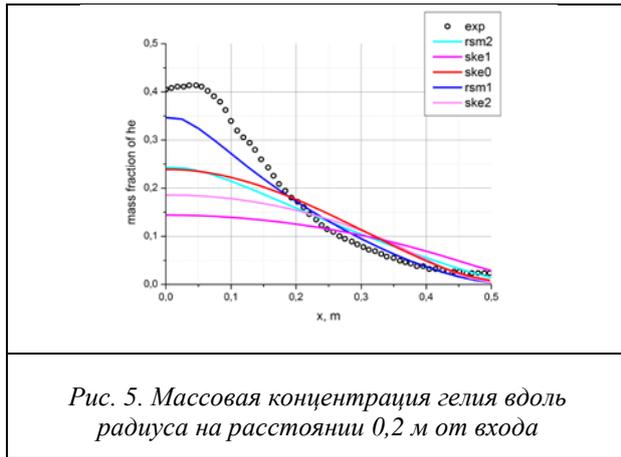
В серии расчетов сравнивались RANS модели турбулентности. Расчетная область представлена на рисунке 2. Для проверки сходимости по сетке расчет проводится на нескольких сетках (в области выхода гелия количество ячеек меняется от 10 до 40 расчетных ячеек). Характеристики течения (компоненты скорости, концентрация гелия, турбулентная кинетическая энергия) сравниваются с экспериментальными данными на расстояниях 0,2 м, 0,4 м, 0,6 м от входного отверстия трубы вдоль радиальных линий (рис. 2).

В *Fluent* силы плавучести учитываются в уравнениях *k-ε* и RSM моделей как источниковые слагаемые, и делается это средствами самого кода [4]. В *k-ω* моделях вплоть до последней версии это не делалось, и здесь потребовалось написать пользовательскую функцию, учитывающую источники *k* и *ω* в соответствующих уравнениях. Вид функции взят из [4] и [5].

Результаты расчета эксперимента

Ниже представлены результаты сравнения расчета с экспериментом на различных сетках для моделей турбулентности *Standard k-ε* и RSM. На рисунках 3 и 4 представлены графики аксиальной и радиальной скорости вблизи входа. На рисунках 5-7 изображены графики массовой концентрации гелия вблизи области источника. Для проверки сходимости решения на разных сетках в дальней зоне на рисунке 8 приведены графики зависимости массовой концентрации гелия на оси. На графиках приняты следующие обозначения: RSM модель представлена линиями синего цвета, *k-ε Standard* модель – линиями красного цвета. Линии более светлых оттенков соответствуют результатам расчета на более грубой сетке.

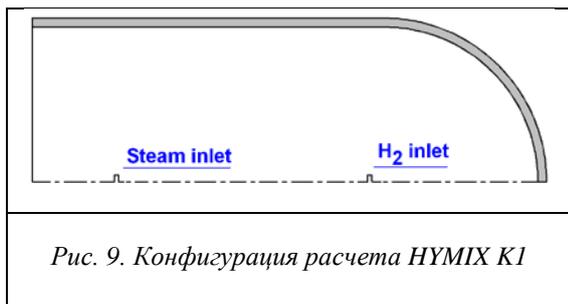




Результаты расчета бенчмарка NУMIX K1

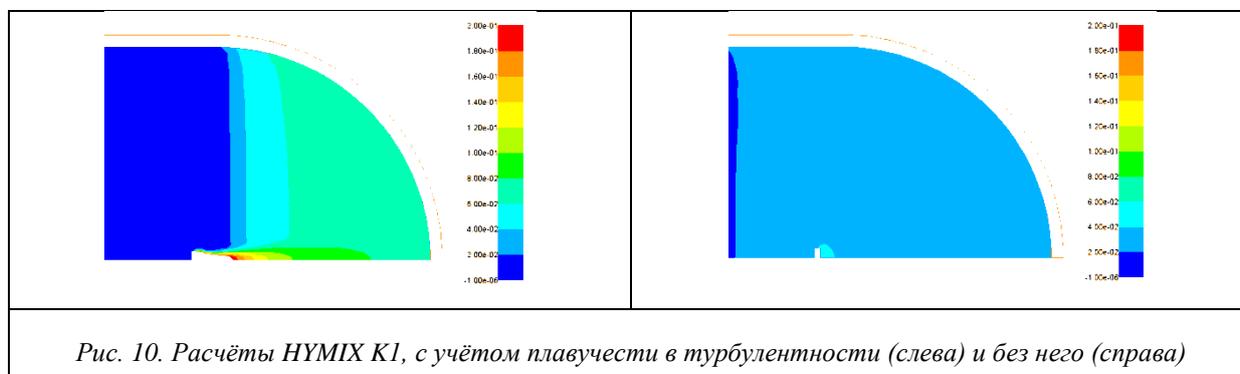
Рассмотрим кратко проявление эффекта модели турбулентности в расчётах бенчмарка NУMIX K1 – это конструкция, моделирующая 30 АЭС (см. рис. 7). Внутри бетонной оболочки с внутренней стальной облицовкой подаётся сначала пар в виде направленной вверх струи с высоты 4м, затем – водород с высоты 15,2м. Диаметр входного отверстия – 0,6 м. После образования стратифицированного слоя с объёмной долей водорода более 10% действует спринклер, перемешивающий атмосферу и конденсирующий пар. В расчётах проверялись модели $k-\epsilon$ в версиях *Standard* и *Realizable*, *RSM* и $k-\omega$.

Результаты расчётов фазы ввода водорода, взятые в начальные моменты времени, представлены на рис. 8. Показано распределение мольной доли водорода в расчётах по моделям $k-\epsilon$ *Standard* и *Realizable*. Можно видеть значительное различие: модель $k-\epsilon$ *Realizable* даёт очень диффузное поведение. Результаты, полученные по модели *RSM*, близки к полученным по $k-\epsilon$ *Standard*. При расчёте с моделью $k-\omega$ струя ускоряется сильнее и мольная доля водорода оказывается несколько выше, что аналогично полученному при расчётах эксперимента по всплытию гелия. На основании результатов расчётов экспериментов результаты по $k-\epsilon$ в *standard* и *RSM* полагаются наиболее приемлемыми.



Опыт расчётов других задач показывает, что наличие источникового слагаемого в уравнении для ϵ довольно слабо влияет на результат. Но в задачах диффузионного перемешивания это влияние может быть значительно. Результаты расчётов, взятые после ввода большей части массы водорода, представлены на рис. 8. Показано распределение мольной доли водорода в расчётах по модели $k-\epsilon$ *Realizable* при наличии источника ϵ и без него. Можно видеть значительное различие: без источника ϵ поведение

решения очень диффузно. Это не соответствует также результатам экспериментов по выходу и стратификации водорода в аналогичной конфигурации, поставленных на установке PANDA в проекте ERCOSAM-SANARA. При наличии источника ε результаты по распределению концентрации по высоте, получаемые по моделям *RSM* и по *k- ε Standard*, относительно близки к результатам по *k- ε Realizable* но дают меньшую мольную долю вблизи источника (соответственно, 60-64% и 37-44%), как и в расчётах эксперимента.



Заключение

Расчеты экспериментов по всплытию гелия показали, что *Standard k- ε* и *RSM* модели турбулентности наилучшим образом описывают экспериментальные данные вблизи области источника. По результатам сравнения расчетов с экспериментом можно заключить следующее:

- Все модели турбулентности (*Realizable k- ε* , *RNG k- ε* , *k- ω* модели) за исключением *Standard k- ε* и *RSM* моделей показали сильно завышенные значения скорости и концентрации гелия вблизи источника, что может приводить к завышенной концентрации в дальней области, а в задачах по распределению водорода внутри контейнента к увеличению конвективного перемешивания.
- С огрублением сетки скорость и концентрация гелия вблизи источника для *Standard k- ε* модели падает и является заниженной по сравнению с экспериментальными данными, что видно по рисунку 3 и 5. Такое поведение с огрублением сетки приведет к понижению скорости от 3 м/с до 2 м/с и концентрации в дальней зоне. Поэтому для получения наиболее достоверных результатов при использовании *Standard k- ε* модели турбулентности сетку вблизи области источника требуется делать достаточно подробной.
- *RSM* модель турбулентности с огрублением сетки ведет себя аналогично *Standard k- ε* модели, но не в такой мере, и на грубой сетке показывает очень хорошие результаты. Полной сходимости по сетки вблизи области источника для *RSM* модели достичь не удалось, но некоторые различия в поведении струи вблизи области источника не приводят к различию результатов в дальней зоне (см. рис. 6).
- В расчетах всплытия легкого газа необходимо учитывать генерацию (подавление) турбулентности архимедовыми силами. Расчеты бенчмарка HYMIX K1 позволяют сделать похожие выводы.
- Для расчетов кодом Fluent распространения водорода в ЗО, особенно при малых скоростях, рекомендуется модель *RSM*, либо *Standard k- ε* , как более надежная. Модель *k- ω* перспективна, но требует доводки функций источников турбулентности в таких задачах.

Литература

1. A.S.Filippov, N.I. Drobyshevsky, S.Yu.Grigoryev, Planning calculations of HYMIX K1 benchmark with OpenFoam/FLUENT codes, 4-th ERCOSAMSAMARA Meeting, IBRAE RAN, Moscow, Russia, 30 May - 01 June 2012.
2. T.J. O’Hern, E.J. Weckman, A.L. Gerhart, S.R. Tieszen, and R.W. Schefer. Experimental study of a turbulent buoyant helium plume. *J. Fluid Mech.*, 544:143–71, 2005.
3. William Chung. A CFD Investigation of Turbulent Buoyant Helium Plumes. A thesis for the degree of Master of Applied Science in Mechanical Engineering, Canada, 2007.
4. ANSYS Fluent 14 Theory guide, 2011.
5. ANSYS CFX 14 Theory guide, 2011.

Схема четвертого порядка по пространству и времени для численного решения уравнения переноса

Данилин А.В., аспирант 2 года ИБРАЭ РАН

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики ИБРАЭ РАН

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

1. Введение

В данной работе представлен метод численного решения уравнения переноса на равномерной пространственной и временной сетке, основанный на методике КАБАРЕ, описанной в [1,2]. Проведен анализ основных свойств нового алгоритма. Показано преимущество нового алгоритма над схемой КАБАРЕ, а также над некоторыми классическими схемами.

2. Численный алгоритм и его анализ

Решается уравнение линейного переноса:

$$\frac{\partial \varphi}{\partial t} + c \frac{\partial \varphi}{\partial x}, \quad c > 0 \quad (1)$$

Предлагаемый численный алгоритм на вычислительном шаблоне (рис.1):

$$\frac{1}{2} \left(\frac{\varphi_{i+1}^{n+1} - \varphi_{i+1}^n}{\tau} + \frac{\varphi_i^n - \varphi_i^{n-1}}{\tau} \right) + \frac{\varphi_{i+1}^n - \varphi_i^n}{h} = - \frac{c(h - c\tau)(h - 2c\tau)(\varphi_{i+2}^n - 3\varphi_{i+1}^n + 3\varphi_i^n - 3\varphi_{i-1}^n)}{12h^3} \quad (2)$$

где h, τ - шаги по пространству и времени, $r = \frac{c\tau}{h}$ - число Куранта.

Замечание 1. Левая часть уравнения (2) представляет собой трехслойную форму схемы КАБАРЕ [1], обладающей вторым порядком аппроксимации по пространству и времени. Правая часть уравнения (2) представляет собой разностную аппроксимацию третьей производной на четырехточечном шаблоне.

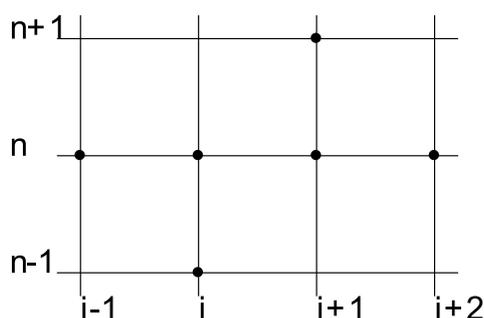


Рис.1 Шаблон для схемы 4-го порядка.

Перепишем схему в сокращенной форме:

$$(\varphi_{i+1}^{n+1} - \varphi_i^{n-1}) - (1 - 2r)(\varphi_{i+1}^n - \varphi_i^n) = -\frac{1}{6} r(1-r)(1-2r)(\varphi_{i+2}^n - 3\varphi_{i+1}^n + 3\varphi_i^n - 3\varphi_{i-1}^n) \quad (3)$$

Раскладывая все слагаемые, входящие в уравнение (3), в ряд Тейлора относительно точки $(i + 1/2, n)$, получим дифференциальное приближение предлагаемой схемы:

$$\frac{\partial \varphi}{\partial t} + c \frac{\partial \varphi}{\partial x} + \frac{ch^4}{1920} \frac{\partial^5 \varphi}{\partial x^5} + \frac{1}{120} \tau^4 \frac{\partial^5 \varphi}{\partial t^5} + \dots = 0 \quad (4)$$

Вид остаточных членов в соотношении (4) прямо указывает на то, что предложенная схема обладает четвертым порядком аппроксимации по пространству и времени.

Замечание 2. Фактически 4-й порядок аппроксимации достигается за счет того, что члены младших порядков из дифференциального приближения правой части уравнения (2) взаимно сокращаются с младшими членами левой части этого уравнения. Подробные выкладки выведены за рамки данной работы ввиду ее сжатой формы.

Далее проведем анализ дисперсионных и диссипативных свойств предложенной схемы.

Представим решение разностной задачи в виде плоской волны:

$$\varphi_i^n = q^n p^i \quad (5)$$

где $q = e^{\hat{i}\omega\tau}$, $p = e^{-\hat{i}kh}$, $\hat{i} = \sqrt{-1}$.

Подставим выражение (5) в сокращенную форму (3) схемы (2):

$$(pq - q^{-1}) - (1 - 2r)(p - 1) = -\frac{1}{6}r(1-r)(1-2r)(p^2 - 3p + 3 - p^{-1}) \quad (6)$$

Приходим к квадратному уравнению:

$$q^2 - q(1-2r) \left[1 - p^{-1} - \frac{1}{6}r(1-r)(p-3+3p^{-1}-p^{-2}) \right] - p^{-1} = 0 \quad (7)$$

Корни уравнения:

$$q_{1,2} = -b/2 \pm \sqrt{D}/2 \quad (8)$$

где $b = -(1-2r) \left[1 - p^{-1} - \frac{1}{6}r(1-r)(p-3+3p^{-1}-p^{-2}) \right]$, $D = b^2 - 4/p$.

Физическому решению соответствует первый корень $q_1 = -b/2 + \sqrt{D}/2$.

Построим диссипативную поверхность (рис.2) корней q_1 , q_2 , то есть график функции:

$$z(kh, r) = |q_{1,2}(kh, r)| \quad (9)$$

Модуль первого и второго корня тождественно равен единице при $r \in [0, 1]$ (рис.2), что указывает на бездиссипативный характер предложенной схемы.

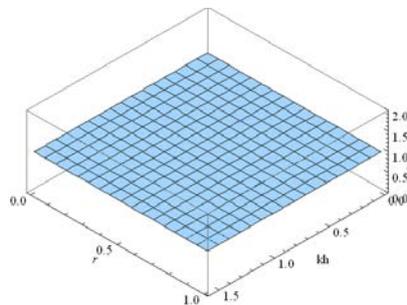


Рис2 Диссипативная поверхность первого (второго) корня характеристического уравнения (7).

Из свойств диссипативной поверхности непосредственно вытекает условие устойчивости для схемы:

$$r \leq 1 \quad (9)$$

Замечание 3. Можно показать, что схема является консервативной в смысле сохранения величины $\sum_i (\varphi_{i+1}^{n+1} - \varphi_i^n)^2$. Данное свойство унаследовано непосредственно от схемы КАБАРЕ.

Построим дисперсионную поверхность для первого корня характеристического уравнения, то есть график функции:

$$\gamma(kh, r) = -\frac{\hat{i} \cdot \text{Log}(q_1(kh, r))}{kh \cdot r} \quad (10)$$

Из рис.3 можно получить, что максимальное отклонение диссипативной поверхности от единицы (идеального случая) при $r \in [0.5, 1]$ составляет 0.08 (для схемы КАБАРЕ эта величина составляет 0.12). Тем не менее, при $r \in [0, 0.5)$ дисперсионная поверхность далека от идеала, а в точках ($r = 0, kh = \pm\pi$) имеет особенность (также, как и схема КАБАРЕ).

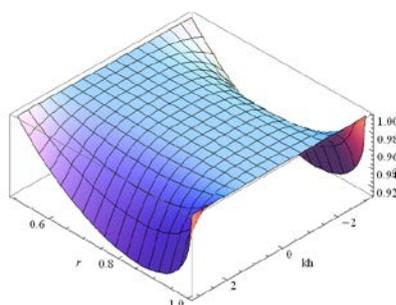


Рис.3 Дисперсионная поверхность первого корня характеристического уравнения (7).

Замечание 4. Схема (2) является безусловно точной при $r = 0.5$, и точной при $r = 1$ (при условии корректного согласования значений функции на первом и нулевом временных слоях)

3. Численный эксперимент

В качестве начальных данных выбран сложный «двугорбый» профиль, задаваемый следующим образом:

$$\varphi(x, t = 0) = \exp(-(x - 3/8L)^2) + \exp(-(x - 5/8L)^2), \quad (11)$$

где $L=1$ – длина расчетной области.

Такой выбор начальных данных обусловлен интересом к тому, на какое количество длин расчетной области L та или иная схема может перенести исходный профиль без существенного искажения его формы.

Расчеты проводятся на равномерной пространственной сетке. Количество узлов сетки – 40 – является достаточным для разрешения исходного профиля (11). Число Куранта выбрано равным 0.75, этот выбор обусловлен тем, что при данном значении схема (2) имеет наилучшие дисперсионные характеристики. Скорость перемещения в уравнении переноса равна 1.

Для определения значения функции на первом временном слое (исследуемая схема является двухслойной) используется явная схема с центральной разницей по пространству.

В результате проведенных экспериментов установлено, что схема (2) переносит исходный профиль на $300L$ без существенных искажений, схема КАБАРЕ – на $20L$, схема «крест» – на $3L$, схема Лакса-Вендроффа – на $0.1L$ (что обусловлено сильной диссипацией, свойственной данной схеме). Наглядное сравнение результатов численных экспериментов представлено на рис.4.

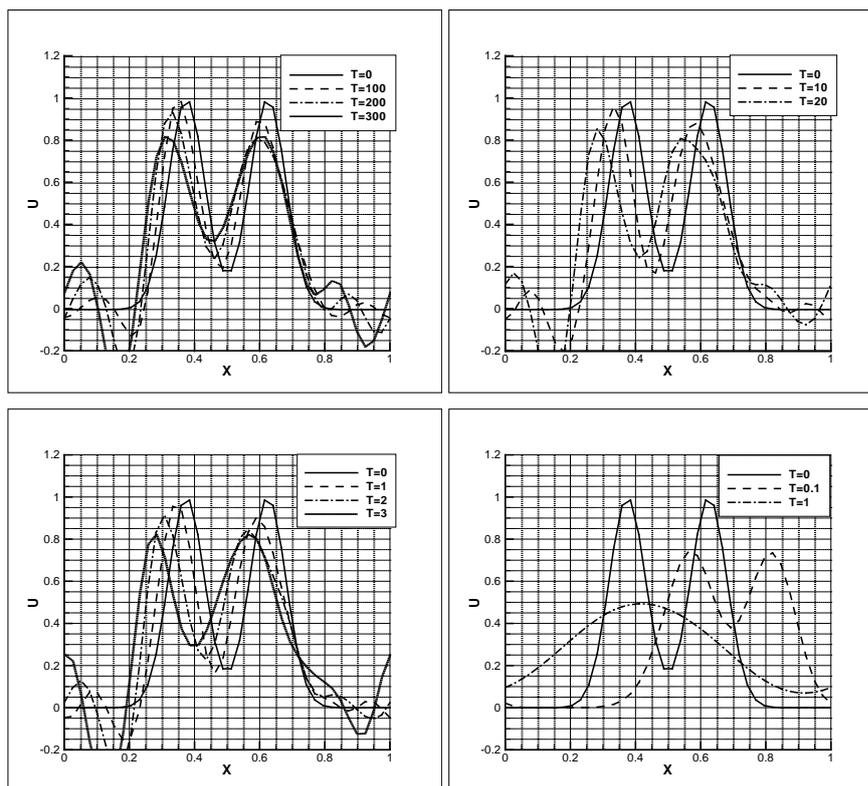


Рис.4. Результаты расчетов по переносу профиля (11) схемой (2), КАБАРЕ, «крест» и Лакса-Вендроффа.

4. Заключение

В работе проведен анализ нового численного алгоритма: показана его бездиссипативность, улучшенные (в сравнении со схемой КАБАРЕ) и значительно лучшие (в сравнении со схемами «крест» и «Лакса-Вендроффа») дисперсионные свойства. Показано, что схема имеет 4-й порядок аппроксимации как по пространству, так и по времени. Новая схема, как и трехслойная схема КАБАРЕ, обеспечивает точное решение уравнения переноса при числах Куранта 0.5 и 1.

При проведении численных экспериментов показано преимущество представленного алгоритма при переносе сложного «двугорбого» пространственного профиля. При заданных параметрах алгоритм (2) обеспечивает сотни проходов исходного профиля через расчетную область без существенных искажений, в то время как схема КАБАРЕ обеспечивает десятки таких проходов, схема «крест» - единицы, а схема Лакса-Вендроффа, за счет сильной диссипации, не обеспечивает и половины прохода без потери исходной формы.

Литература

1. Головизнин В.М., Самарский А.А. Разностная аппроксимация конвективного переноса с пространственным расщеплением временной производной, Матем. Моделирование 1998,10:1,86-100.
2. Головизнин В.М., Самарский А.А. Некоторые свойства разностной схемы «КАБАРЕ», Матем. Моделирование 1998,10:1,101-116.

Использование программного комплекса НЕПТУН для оценки источника прямого выброса радионуклидов в водную акваторию в результате аварии на Фукусима-1 на основе сравнения с данными мониторинга

Дзама Д.В., аспирант 2 года ИБРАЭ РАН

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-22-59, эл. почта: diman_sw@mail.ru

1. Введение

Тихоокеанский регион рассматривался в ИБРАЭ РАН как объект потенциально опасный с радиационным рисковым фактором. Это было связано в первую очередь с атомными подводными лодками (АПЛ). Гипотетические аварийные ситуации возможны при выгрузке отработанного ядерного топлива, при проведении демонтажных работ, или при отстое АПЛ на Российском побережье, при транспортировке отработанного ядерного топлива. Аварийные ситуации могут быть вызваны отказом оборудования, ошибками персонала, экстремальными погодными условиями, диверсиями, и другими причинами. Такие аварии имеют очень низкую вероятность, но для анализа безопасности необходимо выполнить модельные оценки возможных последствий таких аварий для окружающей среды. В связи с этим был разработан программный комплекс НЕПТУН для всего Тихоокеанского региона для моделирования распространения радиоактивного пятна поверхностного загрязнения. Регион 110.5°–179.5° в.д, 30.5°–64.5° с.ш.

Модельные расчеты показали, что при неблагоприятных условиях поверхностное загрязнение по воде может распространиться на значительные расстояния при сохранении высоких концентраций. Такого типа модели развиваются во всем мире, однако модель можно было отнести только к классу научных, поскольку верификационных экспериментов такого масштаба практически не было. Имеются довольно обширная информация о миграции разнообразного мусора в Тихом океане. Однако это загрязнение, как правило, обладает большой парусностью и не дрейфует строго вместе с течениями и не может быть использовано для верификации моделей распространения радионуклидов в крупных водных акваториях.

В результате аварии на Фукусима-1 произошел крупнейший выброс радионуклидов в водную среду. Возникла озабоченность у многих стран, в том числе и в России, о последствиях этого выброса, чистоте прибрежных вод. В оперативном режиме был задействован программный комплекс НЕПТУН для оценки последствий такого выброса с точки зрения гипотетического радиоактивного загрязнения на большие расстояния от источника. Сделанные модельные консервативные оценки показали, что загрязнение вод у восточного побережья Японии в марте–апреле 2011 года в этом конкретном регионе будут быстро разбавлены, и не будут проследиваться вдали от береговой линии. Кроме того, гипотетическое загрязнение прибрежных вод у западного побережья (значительные выпадения из атмосферы на водную поверхность, например) тоже не представляют опасности для акваторий сопредельных государств (в частности для России).

По мере поступления информации о данных мониторинга реальной радиационной ситуации эти прогнозы оправдались. Кроме того, с использованием данных мониторинга и модельных расчетов сделана попытка реконструировать источник выброса непосредственно в водную среду.

2. Модель распространения радиоактивной примеси в верхнем перемешанном слое океана – основа программного комплекса НЕПТУН

Если примесь такова, что перемещается вместе с течениями (растворена, мелкодисперсный аэрозоль), то после попадания в верхние слои океана, она быстро перемешивается в верхнем квазиоднородном слое океана, выше сезонного термоклина, под ветровым воздействием. При этом она

практически не проникает в нижние холодные слои. Весной и летом, когда глубина слоя перемешивания невелика, это может приводить к дрейфу загрязнения на большие расстояния при сохранении высоких концентраций. В модели распространения примеси учитываются следующие факторы: неоднородное поле приповерхностных течений; неоднородное поле глубин слоя перемешивания; вертикальный турбулентный обмен в глубинные холодные слои отсутствует; распад радионуклидов. Если есть ненулевая дивергенция крупномасштабных приповерхностных течений, то предполагается наличие крупномасштабного даун- или апвеллинга. В первом случае часть примеси уходит в глубинные слои и больше не отслеживается. Во втором случае происходит разбавление за счет прихода чистой воды из глубины. Горизонтальный турбулентный обмен параметризован исходя из масштабов пятна и сдвиговых деформаций течений.

Аналоги таких моделей существуют во многих странах. Они используются для экспресс-оценки траекторий движения загрязнённых вод и оценки концентраций радионуклидов в крупных водных акваториях при дрейфе на большие расстояния. В частности, близкие по кругу учитываемых физических процессов, можно упомянуть модели Японии [4], Америки и других стран [5-7]. Эти модели предназначены для экспресс-оценки характера дрейфа загрязнения и консервативной оценки возможных концентраций радионуклидов. Заложенные в НЕПТУН физические механизмы, главным образом влияющие, на наш взгляд, на характер распространения поверхностного загрязнения радионуклидов в больших водных акваториях, особенно в весенне-летний период, при небольших значениях верхнего слоя перемешивания, оказались оправданы. Дрейф, во всяком случае в первые несколько месяцев, носит практически горизонтальный характер. Это подтвердили как данные мониторинга [9-11], так и результаты детального трехмерного моделирования [8].

Так с 30 мая по 16 июня 2011 года сотрудники из 13 различных международных учреждений на борту Ka'imikāi-o-Kanaloa (КОК) изучали акваторию вплоть до расстояний 600 км от берега, в квадранте: 34°N–37°N, 142°E–147°E (координаты FNPP ~ 370.25°N; 141.02°E). В этой экспедиции измеряли различные изотопы, в том числе радионуклиды ^{137}Cs и ^{134}Cs , на разных глубинах, а так же динамику приповерхностных течений. Оказалось, по данным наблюдений, что более 90% ^{137}Cs (наибольшее количество измерений приходится именно на этот радионуклид) осталось выше сезонного термоклина. Расчеты по полной трехмерной модели и двумерной тоже не дали существенных различий.

На рисунке 1 показана схема вертикального разреза верхнего квазиоднородного слоя, то есть слоя, где происходит приповерхностный дрейф. Учет переменной по времени и пространству глубины этого слоя дает право называть модель 2.5 мерной.

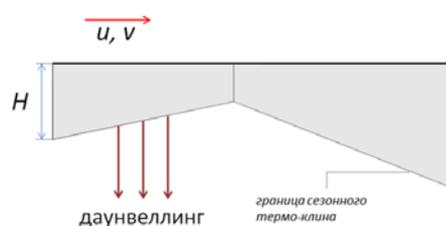


Рис. 1 Верхний квазиоднородный перемешанный слой

3. Пример расчета

На данный момент существует 2 версии базы данных по океаническим течениям в приповерхностном слое моря и 1 версия базы данных по глубине слоя перемешивания. Обе версии – даты реанализа совместной циркуляции атмосферы и океана. Первая версия имеет разрешение по пространству $0.5^\circ \times 0.5^\circ$ и 1 месяц по времени. Вторая версия имеет принципиально лучшее разрешение: $0.03125^\circ \times 0.03125^\circ$ по пространству и 1 день по времени. По высоте верхнего квазиоднородного слоя существует база данных с разрешением $1^\circ \times 1^\circ$ по пространству и 1 месяц по времени. Крупномасштабные течения в океане, как правило, характеризуются относительной стабильностью, если рассматривать их с периодичностью в 1 год, и зависят главным образом, от сезона. Как первая, так и вторая версия базы данных по течениям сопряжена (используется в расчетах совместно) с одной и той же базой данных по глубинам верхнего квазиоднородного слоя.

Существуют нормативы по предельно допустимым концентрациям (Бк/м³) в воде при длительном загрязнении для 4 видов биоты, а именно: 3500 для раков, 70000 для моллюсков и ракообразных, 42000 – для пищевых водорослей. Используя первую версию базы данных по течениям, был проведен расчет по

моделированию распространения ^{137}Cs в восточной части тихоого океана. Величина источника консервативно была принята равной 1МКи. На рисунке 2 приведены графики зависимости отношения максимальной по области проинтегрированной по времени концентрации (ПВК) к той же величине, но взятой от предельно допустимой концентрации (нормировочная ПВК).

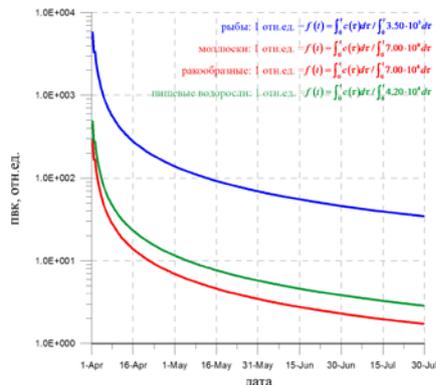
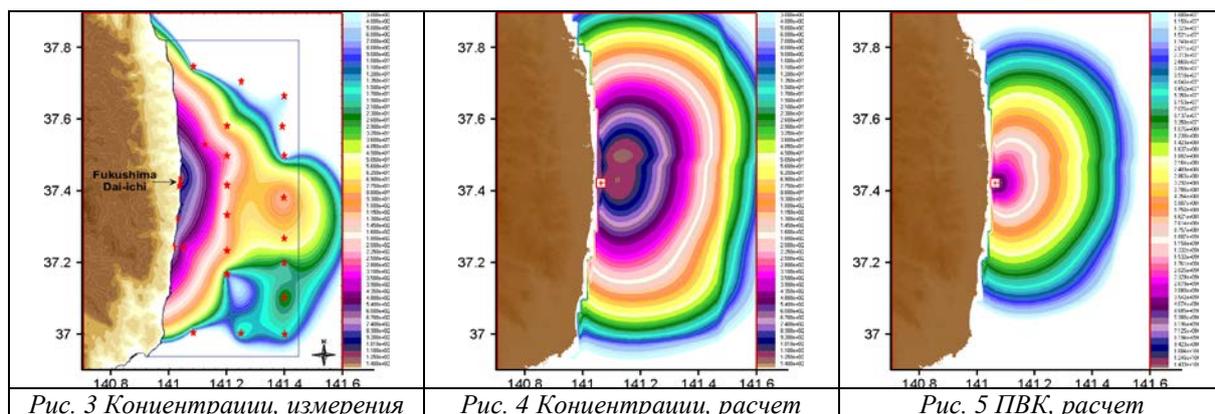


Рис. 2 Отношение максимальной по пространству ПВК к нормировочной

4. Оценка источника

В непосредственной близости от источника (<500м) в период с 20 марта 2011 года по август того же года производились измерения концентрации ^{137}Cs . Измерения производились и за пределами этой зоны в разные моменты времени. Было сделано консервативное предположение о том, что интенсивность выброса пропорциональна измеренным в 500м зоне концентрациям. Такое предположение оправдано, если идет интенсивный массообмен между областью, в которой производились измерения, и внешней частью тихоого океана.

Был проведен мелкомасштабный численный эксперимент по диффузии пятна загрязнения, целью которого была оценка суммарного выхода ^{137}Cs . Рассматривался регион 140.7° – 141.6° по долготе и 36.9° – 37.9° по широте (близлежащая к источнику акватория тихоого океана). На рисунках 3, 4, 5 приведены соответственно: усредненная по времени (11-18 апреля) измеренная концентрация (результат интерполяции); то же, но для рассчитанной по коду НЕПТУН концентрации; проинтегрированная по времени концентрация (ПВК) на 15 апреля. В качестве оценки суммарного выхода ^{137}Cs была взята та величина, при которой значения усредненной (11-18 апреля) измеренной максимальной концентрации равно усредненной рассчитанной по коду НЕПТУН. Такое совпадение наблюдалось, если в коде НЕПТУН принять источник в $6.2\text{E}+16\text{Бк}$. Оценка Института Радиологической защиты и ядерной безопасности (Франция) составила $2.7\text{E}+16\text{Бк}$.



Полученный источник использовался для проведения крупномасштабного численного эксперимента в регионе: 137.04° – 149.96° по долготе и 31.03° – 43.29° по широте. На следующих рисунках приведены соответственно: проинтегрированная по времени концентрация на 15 июля; график зависимости максимальной по области концентрации от времени.

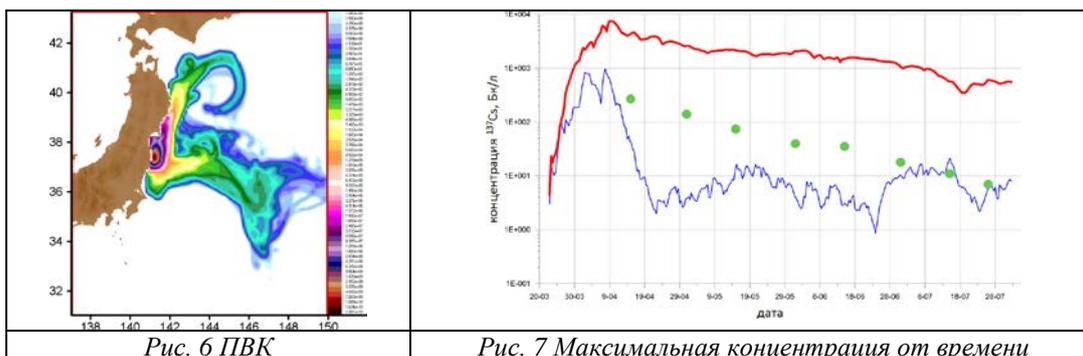


Рис. 6 ПВК

Рис. 7 Максимальная концентрация от времени

На рисунке 7 красная линия – расчет производился, когда источник локализован на береговой линии, синяя линия – источник находился на некотором расстоянии, в точке, где интенсивно начинает действовать адвекция. Зеленые точки – результаты трехмерного моделирования вышеупомянутого французского института.

5. Заключение

С помощью кода НЕПТУН был проведен крупномасштабный численный эксперимент по распространению ^{137}Cs , который показал довольно быстрое разбавление примеси с течением времени. Исходя из данных измерений в ближайшей к месту аварии акватории тихого океана, была произведена оценка временной профиля интенсивности выброса ^{137}Cs . Суммарный выход по оценке кода НЕПТУН оказался более чем в 2 раза выше оценки, полученной Институтом радиологической защиты (Франция). Полученный источник был использован в задаче расчета крупномасштабного дрейфа загрязнения. Была освоена методика использования данных по течениям высокого разрешения по времени и пространству.

Литература

1. С.А. Богатов, Д.В. Дзама, В.Н. Семенов, О.С. Сороковикова, А.Л. Фокин, “Анализ последствий гипотетических аварий при утилизации атомных подводных лодок в камчатском регионе с выбросом радиоактивности в атмосферу и на морскую поверхность. Морская версия компьютерной системы НОСТРАДАМУС”. Препринт ИБРАЭ № ИБРАЭ-2009-02, Москва 2009
2. Д.В. Дзама, “НЕПТУН – морская версия системы поддержки принятия решений НОСТРАДАМУС”. Сборник трудов молодых ученых ИБРАЭ РАН, Москва 2010
3. Sorokovikova O.S., Semenov V.N., Dzama D.A. Simulation of radioactive pollution of seawater as a result of the accident at Fucusima 1 from the point of view of potensial danger of radiation transportation on long distances. Selected and reviewed papars presented at the international conference on environmental observations modeling and information systems ENVIROMIS-2012. Irkutsk, Russia, p188-191
4. Доклад японского правительства. Конференция по ядерной безопасности МАГАТЭ на уровне министерств и ведомств. Авария на атомных электростанциях Фукусима, эксплуатируемых компанией ТЕРСО
5. Erik Behrens¹, Franziska U Schwarzkopf¹, Joke F L and Claus W B Model simulations on the long-term dispersal of Cs137 released into the Pacific Ocean off Fukushima. Environ. Res. Lett. 7 (2012)
6. Avichal Mehra¹, Zulema Garraffo¹, Hae-Cheol Kim¹, Ilya Rivin¹, Todd Spindler¹, Hendrik Tolman and Ming Ji. Ocean Plume and Tracer Modeling for the Fukushima Dai'ichi Event at NOAA <http://apdrc.soest.hawaii.edu/las/getUI.do>
7. Rypina, S. R. Jayne, S. Yoshida, A. M. Macdonald, E. Douglass, and K. Buesseler Short-term dispersal of Fukushima-derived radionuclides off Japan: modeling efforts and model-data intercomparison. Biogeosciences Discuss., 10, 1517–1550, 2013 www.biogeosciences-discuss.net/10/1517/2013/ doi:10.5194/bgd-10-1517-2013
8. Buesseler, K. O., Aoyama, M., and Fukasawa, M.: Impacts of the Fukushima nuclear power plants on marine radioactivity. Environ. Sci. Technol., 45, 9931–9935, 2011
9. Buesseler, K. O., Jayne, S. R., Fisher, N. S., Rypina, I. I., Baumann, H., Baumann, Z.,
10. А.С. Монин, Р.В. Озмидов, “Океаническая турбулентность”. Гидрометеиздат, 1981
11. Р.В. Озмидов, Диффузия примесей в океане. Гидрометеиздат, 1986.

Новая версия RANS модели для оценки радиационной обстановки в условиях сложной трехмерной геометрии. Программный комплекс ТАПАЗ-3D

Дзама Д.В., аспирант 2 года ИБРАЭ РАН

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-22-59, эл. почта: diman_sw@mail.ru

1. Введение

Методология оценки радиационной обстановки на территории объекта с элементами радиационного риска основывается, как правило, на упрощенных инженерных методиках, иногда на порядки завышающих возможные последствия по абсолютному максимуму и не отражающие конкретной геометрии доз возможных облучений в зависимости от местоположения человека, траектории движения и так далее. Поэтому в последнее время появилась необходимость в создании моделей (комплексов программ) повышенной точности, использование которых будет доступным не только разработчикам, но и широкому кругу пользователей. При этом расчеты должны проводиться в обозримое время на ПК.

Такие комплексы должны опираться на достаточно точные расчеты трехмерной гидродинамики, моделирования распространения радионуклидов в условиях сложной геометрии объекта, расчета доз от облака произвольной формы и многих других факторов.

Данная работа посвящена новой версии RANS модели для оценки радиационной обстановки в условиях сложной трехмерной геометрии, которая является основой программного комплекса ТАПАЗ-3D (Трехмерный Атмосферный Перенос Активности в Промышленной Застройке).

Этот комплекс – дальнейшее развитие одного из блоков программного комплекса КОРАДО, предназначенного для предварительного обоснования безопасности проектируемых и строящихся АЭС (проект АЭС- 2006). Учитывая особенности задачи, этот блок выделен в отдельный программный продукт с измененным интерфейсом, учитывающим специфику задачи.

Оригинальные разработки ИБРАЭ РАН, на которые опирается создаваемый программный комплекс ТАПАЗ 3D, хорошо моделирует перенос импульса, тепла и примеси в условиях любой трехмерной геометрии при очень хорошем разрешении, не достижимом на персональном компьютере. Кроме того, необходимо сгущение расчетной стеки к поверхностям объектов, которое возможно только в условиях очень простой геометрии (например, прямоугольного параллелепипеда). Решаемые нами задачи, а именно прогноз распространения примеси в условиях городской застройки, промышленного объекта предполагают использование только равномерных сеток. Ввиду этого необходимо учитывать эффекты, принципиально не разрешимые на грубых и равномерных сетках. А именно: торможение в приповерхностной ячейке (интегральная модель тонкой приповерхностной пленки) в неразрешимом турбулентном пограничном слое. Модификация модели Прантля с учетом стратификации. Переход вдали от пограничного слоя к более обоснованным физически моделям турбулентности по отношению к моделям изотропной турбулентности Смагоринского, используемой ранее при нейтральной стратификации. Значительное продвижение вперед, по сравнению с прошлогодним этапом, было сделано в блоке расчета осаждения аэрозолей на твердые поверхности. Учитываются параметры аэрозольных частиц (размер, плотность) параметры турбулентности в приповерхностном слое, разработан и верифицирован блок сухого осаждения на поверхность произвольной ориентации.

В основе кода ТАПАЗ-3D – метод фиктивных областей в трехмерной декартовой системе координат, в которой численно решаются уравнения переноса импульса, тепла, радиоактивной примеси. В соответствии с этим методом каждая ячейка трехмерной расчетной сетки является либо воздушной, либо фиктивной. Если воздушная ячейка граничит с фиктивной, то их общая граница считается твердой непроницаемой поверхностью. Уравнения модели – стандартные уравнения гидродинамики, которые можно найти, например в [1]. Модель турбулентности основана на стандартной модели k-ε. Но с некоторыми особенностями, которые приведены в данной работе. Разработан и верифицирован блок расчета осаждения аэрозоля на поверхности произвольной ориентации [2].

2. Учет динамической скорости в модели турбулентности

Важным параметром вблизи обтекаемых стенок является динамическая скорость или скорость трения. Эта величина характеризует поток импульса от более удаленных от стенки слоев к более близким слоям. Для турбулентного пограничного слоя справедлива следующая формула оценки динамической скорости (r - шероховатость поверхности, κ - постоянная Кармана, z - расстояние до поверхности):

$$u^* = \kappa |u| / \ln(z/r), \quad \kappa = 0.4 \quad (1)$$

Величина турбулентной вязкости, согласно Прандтлю, равна:

$$\mu_{t,pr} = \kappa u^* \Delta / \varphi(\Delta, L), \quad \varphi(\Delta, L) = \begin{cases} 1 + 5\Delta / L, & L > 0 \\ 1, & L = 0, \quad L(p, r) = A(s) r^{\alpha(s)} \\ 1 / \sqrt{1 + 16\Delta / |L|}, & L < 0 \end{cases} \quad (2)$$

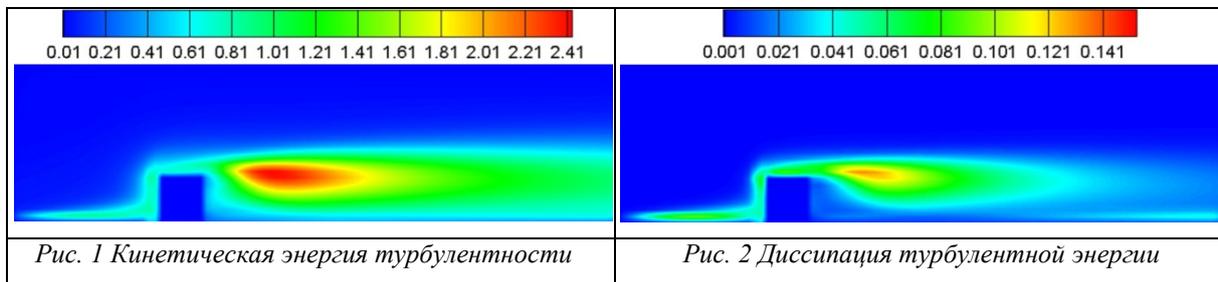
В этой формуле Δ – расстояние до ближайшей поверхности. Функция φ учитывает поправку на стратификацию в атмосферном пограничном слое [3]. L – масштаб Монино-Обухова, зависящий от класса устойчивости атмосферы и шероховатости поверхности. В предыдущей версии был реализован алгоритм расчета расстояния до ближайшей стенки в условиях произвольной 3D геометрии. Для ячеек, граничащих с фиктивными, определение турбулентной вязкости однозначно, так как однозначно определяется тангенциальная составляющая скорости относительно поверхности. Поэтому в этих ячейках турбулентная вязкость рассчитывается по формуле 2. Для остальных ячеек определение динамической скорости неоднозначно.

В тех ячейках расчетной сетки, которые не граничат с фиктивными ячейками, расчет производится по следующей формуле:

$$\mu_\tau = \frac{(1 - e^{-\Delta/h_2})^2 \mu_{\tau,k-e} + e^{-2\Delta/h_2} \kappa \langle u^* \rangle \Delta / \varphi(\Delta, L)}{(1 - e^{-\Delta/h_2})^2 + e^{-2\Delta/h_2}} \quad (3)$$

В этой формуле $\mu_{\tau,k-e}$ – коэффициент турбулентной вязкости, вычисленный по формулам стандартной k - e модели; $\langle u^* \rangle$ - средняя по поверхности скорость трения (одинаковая для всей расчетной области); $h_2 = \Omega \langle u^* \rangle$, где $\Omega \approx 200$. Параметра h_2 – характерное расстояние, на котором происходит смена режимов моделей турбулентности.

В качестве начального этапа верификации описанной модели турбулентности был проведен численный эксперимент по обтеканию кубического препятствия размером 60 метров. Размер расчетной ячейки был равен примерно 8 метров по всем 3 направлениям. Скорость набегающего потока 7 м/с (вдоль оси x). На рисунке 1 и 2 представлены поля k и ϵ соответственно в сечении $Y=0$ (проходящим через центр препятствия). При расчете турбулентности было принято $h_2=0$.



Модели распространения примеси в условиях промышленной и городской застройки, основанные на k - e модели турбулентности, обычно верифицируются на задаче обтекания прямоугольного препятствия, поэтому есть достаточно богатый материал по результатам численных экспериментов. Сравнение с кодом ANSYS FLUENT показало совпадение картин кинетической энергии турбулентности и скорости её диссипации.

3. Учет динамической скорости в уравнении переноса импульса

В [1] показано, что в турбулентном пограничном слое на единицу площади обтекаемого тела действует сила $\sigma = \rho(u^*)^2$, где ρ - плотность газа, u^* - скорость трения, направлена эта сила по скорости набегающего потока. Точно такая же сила, но противоположная по направлению действует на набегающий поток. Уравнения переноса импульса в коде записаны для единицы объема, поэтому мы должны знать силу трения в расчете на единицу объема. Сила на единицу объема есть сила на единицу площади, умноженная на площадь, и деленная на объем. Приведем здесь формулу для вычисления силы (назовем её силу трения), которую необходимо добавить в правую часть уравнения переноса импульса вдоль оси x . Эта сила вычисляется отдельно для каждой компоненты скорости.

$$|f_{i,j,k}| = \frac{\sum_g \sigma_g S_g}{V} = \frac{(F_{i,j-1,k} + F_{i-1,j-1,k})(u_{j-1}^*)^2 + (F_{i,j+1,k} + F_{i-1,j+1,k})(u_{j+1}^*)^2}{y_{j+1} - y_{j-1}} + \frac{(F_{i,j,k-1} + F_{i-1,j,k-1})(u_{k-1}^*)^2 + (F_{i,j,k+1} + F_{i-1,j,k+1})(u_{k+1}^*)^2}{z_{k+1} - z_{k-1}} \quad (4)$$

В этой формуле u_{j-1}^* , u_{j+1}^* , u_{k-1}^* , u_{k+1}^* - динамические скорости, вычисленные относительно смежных 4 граней, параллельных оси x . $V = (x_i - x_{i-1}) \cdot (y_{j+1} - y_{j-1}) / 2 \cdot (z_{k+1} - z_{k-1}) / 2$ - объем расчетной ячейки. $F_{i,j,k}$ - флаг, является ли расчетная ячейка фиктивной (1-является, 0-иначе).

Аналогичным образом вычисляется сила для остальных 2 компонент скорости. В расчетном коде ТАПАЗ-3D создан модуль расчета эффективной тормозящей силы. Эта сила действует только для расчетных ячеек, граничащих с фиктивными ячейками. Она добавляется в правой части уравнения переноса импульса. Смысл введения этой силы заключается в том чтобы учесть эффект торможения в пристеночном слое, который принципиально не разрешим при грубом разрешении.

4. Верификации модуля осаждения примеси

Скорость осаждения аэрозолей на поверхность u_p определяется как отношение скорости притока аэрозолей на единицу площади к их концентрации над поверхностью:

$$u_p = \dot{\rho}_s / \rho_v \quad (5)$$

Здесь ρ_s - суммарная масса аэрозольных частиц на единице площади, $\text{кг}/\text{м}^2$; ρ_v - концентрация аэрозольных частиц над поверхностью осаждения $\text{кг}/\text{м}^3$.

Скорость осаждения не зависит от концентрации, а является функцией физических свойств самих аэрозолей и гидродинамических условий у поверхности осаждения. Подробное описание моделей осаждения можно найти в [2].

Рассмотрим замкнутый, ограниченный поверхностью объем V , в котором находится некоторое количество аэрозольного вещества, предположим так же что это вещество в каждый момент времени равномерно распределено по объему. Из определения скорости сухого осаждения следует, что масса M аэрозольного вещества в этом объеме изменяется по закону:

$$M(t + \tau) - M(t) = -\rho_v(t) \left(1 - e^{-\tau \int \frac{u_p ds}{V}} \right) \quad (6)$$

Скорость осаждения находится под знаком интеграла для общности. Масса, осевшая за шаг по времени τ на определенную часть поверхности пропорциональна интегралу под знаком экспоненты, взятому только по рассматриваемой части поверхности. Описанная методика применяется к расчету осадений на смежные грани фиктивных расчетных ячеек.

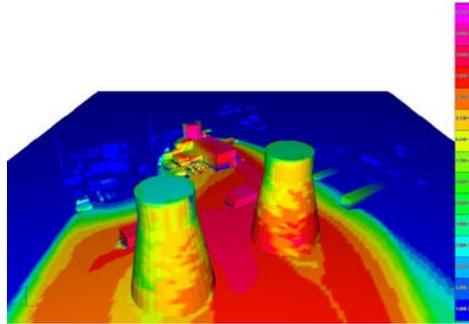
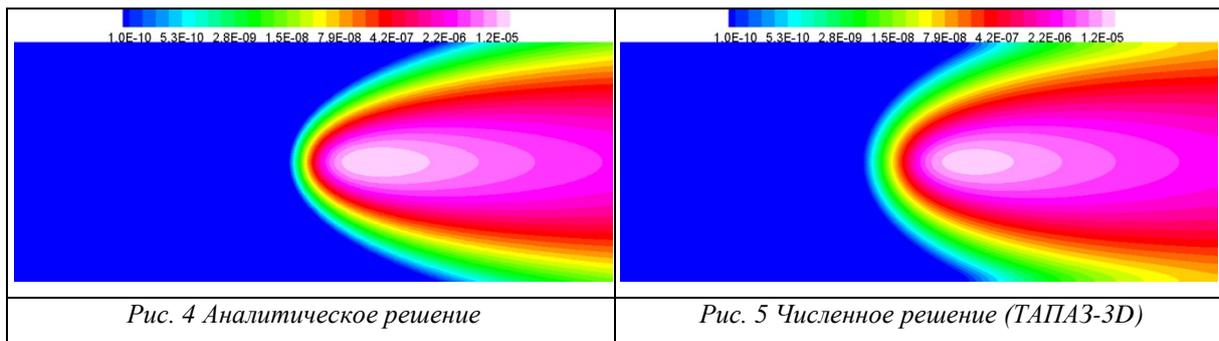


Рис. 3 Пример расчета осадений для промплощадки Балтийской АЭС

Для верификации кода был проведен тест по осаждению примеси на подстилающую поверхность при бесконечно большой скорости сухого осаждения. Скорость ветра была равна 10м/с во всей расчетной области. Коэффициент турбулентной вязкости – $35\text{м}^2/\text{с}$. Расчетная область: $x=[0; 1000]$, $y=[-200; 200]$, $z=[0; 400]$. Размер расчетной ячейки по x и y – 5 метров, по z использовалась сгущающаяся к поверхности земли сетка. Минимальный размер ячейки по вертикали (у поверхности) – 2м. Источник примеси мгновенный, положение источника - (500, 0, 50). Скорость ветра направлена вдоль оси x . Для такой задачи существует аналитическое решение. Сравнение с аналитикой показало совпадение между полной выпавшей активностью для численного и аналитического решения (всего осело 40%). Разница в максимальной по области плотности выпадений составила 14%. На рисунках 3 и 4 приведены двухмерные поля плотности осадений ($\text{Бк}/\text{м}^2$) для аналитического и численного решения соответственно.



Блок расчета выпадений на данный момент находится в разработке. В дальнейшем планируется ввести расчет скорости осаждения в зависимости от гидродинамических условий, а не задавать её значение априорно.

5. Заключение

На основе модели турбулентности была создана новая методика расчета турбулентной вязкости, учитывающая особенности приповерхностных ячеек путем введения в рассмотрения динамической скорости, являющейся одной из важнейших характеристик турбулентного потока. Методика дала качественно правильный результат в задаче обтекания кубического препятствия. Уравнения переноса импульса были обогащены членами, учитывающими наличие отрицательного турбулентного потока импульса от стенки к воздуху. Проведена верификация модуля осаждения аэрозолей. В системе визуализации результатов расчета так же были внесены усовершенствования. В частности появилась возможность автоматического сохранения результатов расчета и создание на их основе мультфильмов по результатам счета.

Литература

1. Ландау Л.Д., Лифшиц Е.М. Теоретическая физика: Учебное пособие. В 10 т. Т. VI. Гидродинамика. – 3-е изд., перераб. – М.: Наука.
2. Динамика аэрозолей. В.Н. Пискунов. – М. : Физматлит, 2010.
3. Атмосфера. Справочник. Ленинград. Гидрометеоздат, 1991.

Анализ возможности финансовой поддержки научных исследований по атомной энергетике нефтегазовыми компаниями

Егоров А. Ф., мнс, ГНЦ РФ-ФЭИ

Научный руководитель: д.ф.-м.н., проф., гнс ГНЦ РФ-ФЭИ Коробейников В. В

ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ –
ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ имени А.И. Лейпунского

тел.: (48439) 9-85-31, эл. почта: afegorov@ipre.ru

Введение

За последние столетия цивилизация строилась на основе углеводородных ресурсов. Двести лет назад это был уголь, а экономика двадцатого века преимущественно базировалась на нефти. В 2050 году ожидается пик производства нефти, а газа, — за пределами 2070 года [1]. Это значит, что в XXI веке в условиях истощения источников ресурсов обострится борьба между государствами за доступ к месторождениям. Рост населения Земли по оценкам МАГАТЭ достигнет 9 млрд человек в 2050 [2]. Тенденция неравномерного заселения территорий будет усиливаться с концентрацией населения на уже обжитых территориях либо на территориях с благоприятными для жизни условиями. Стремление к улучшению условий жизни и новые экономические возможности приведут к более высоким темпам среднегодового прироста потребления энергии в развивающихся странах, которые и будут определять долгосрочное развитие и масштабы мирового потребления энергии. Ключевым условием устойчивого экономического роста и повышения качества жизни населения является стабильное и гарантированное обеспечение экономики страны энергоресурсами. Промышленное использование таких возобновляемых энергоисточников, как солнечная энергия, энергия ветра, волновая, приливная и геотермальная энергия, горючие отходы промышленности, городского, сельского и лесного хозяйства (биомасса), в настоящий момент может обеспечить лишь незначительную долю потребности в энергии, притом по чрезвычайно высокой цене. В настоящее время еще не создано экономически эффективных процессов для широкой утилизации этих видов энергии: очень высоки удельные капиталовложения, низок к. п. д., мал ресурс работы оборудования до отказа. Для удовлетворения возрастающих потребностей в энергии нет иного пути, кроме глобального развития атомной энергетике. Замедление ее развития может лишь ускорить кризис в энергоснабжении государств.

Рядом многих развитых стран и международных организаций признается тупиковый путь использования углеводородных ресурсов в качестве фундамента энергетики. Об этом говорят многие национальные стратегии по энергобезопасности. Диверсификация энергетики в сегодняшнем мире является правильным направлением как с экономической, политической, так и с экологической точек зрения.

Финансирование НИОКР в СССР, России и за рубежом

В Советском Союзе 75% прироста производительности труда обеспечивалось за счет реализации научных достижений [3]. Вклад научно-технического прогресса в среднегодовой прирост физического объема национального дохода в разные периоды и по разным оценкам составлял от 22 до 80 % [4]. Согласно [5], затраты на науку в СССР в 1950 г. составляли всего 1,4 млрд.руб., в 1960 г. достигли 5 млрд.руб., а в 1970 г. уже превысили 18 млрд.руб. Удельный вес затрат на науку в национальном доходе постоянно возрастал. В 1960 г. он составлял 2,5 %, в 1970 – 4%, а в 1975 – 4,8% [6]. Эффективность указанных затрат за период 1955—1970 гг. в среднем составила 0,8 руб. на 1 руб. вложенных средств, а окупаемость этих затрат – 1,25 года. В состав затрат, согласно разработанной в [7] методологии, также включались капвложения в основные фонды, в которых воплощались достижения науки. Такой подход обусловлен органической связью между затратами на науку и капитальными вложениями, без которых результаты НИиОКР не могут быть реализованы в производстве и которые без этих результатов не могут обеспечить дополнительных эффектов.

В России с переводом в 1988 г. научно-исследовательских учреждений на другие формы бюджетного финансирования, а именно на финансирование конкретных программ и тем, размеры оплаты стали зависеть от того, в скольких темах учреждение принимало участие и в какие сроки оно их выполняло [8]. Кроме этого, с переходом НИИ, КБ на рыночные методы ведения хозяйства появилась

возможность создавать за счет прибыли различные фонды финансирования НИиОКР внутреннего назначения, формировать их размеры, условия образования и использования. Были также сохранены отраслевые и межотраслевые централизованные фонды финансирования, применение которых осуществлялось в рамках министерств и ведомств. Все это способствовало концентрации усилий НИИ, КБ на важнейших направлениях научно-технического прогресса (НТП).

К настоящему времени в России механизм финансирования НИиОКР сформирован, и к источникам финансовых ресурсов можно относить следующие:

- государственное финансирование;
- собственные средства предприятий;
- привлеченные средства.

При этом необходимо отметить отрицательную динамику доли бюджетных затрат в структуре финансирования НИиОКР, например, за период 1996—1999 года эта доля снизилась почти на 20%. При этом в России расходы на НИиОКР составляют 1,74% федерального бюджета. В то же время в государственных бюджетах стран ОЭСР на эти цели идет 0,7%, «Большой семерки» — 0,8%, а в США - 0,9% [8].

По имеющимся оценкам, до 40 % прироста физического объема национального дохода экономически развитых стран обусловлено прогрессом в знаниях [9]. В США реализация научных достижений обеспечивает 50—80% прироста валового национального продукта. Таким образом, в экономически развитых странах НТП стал существенным фактором, влияющим на рост национального благосостояния.

Одним из значимых показателей зарубежных стран являются расходы на НИиОКР в процентном выражении от ВВП. Так эти расходы у ведущих стран Запада [10] составляют 2—3% ВВП, в том числе у США – 2,7%, а у таких стран как Япония, Швеция, Израиль достигает 3,5—4,5% ВВП. Достаточно высокими темпами наращивает расходы на НИиОКР Китай (1,7% ВВП), а расходы Индии на науку в 2012 году достигли 2%. В целом Европейский Союз поставил задачу увеличить расходы на НИиОКР до 3% ВВП.

Оценка эффективности НИиОКР и инноваций в ядерной энергетике

АЭ является одной из быстро развивающихся отраслей энергетики во всём мире. Несмотря на широкую антиядерную кампанию, подогреваемую отказами отдельных стран от сооружения атомных электростанций из-за ядерных катастроф [11], АЭС продолжают эксплуатировать, проектировать и строить многие государства, в том числе располагающие значительными запасами углеводородных энергоресурсов (например, Иран и Объединённые арабские эмираты) [12]. Расширение международного сотрудничества в АЭ [13, 14] объясняется повышением её роли в обеспечении растущих энергетических потребностей человечества и требований охраны окружающей среды, а также её спецификой как области научной и практической деятельности.

К особенностям АЭ как объекта исследований и управления, прежде всего, относится её высокая интегрированность (комплексность, системность). Она обусловлена ограниченностью запасов природного урана в мире и тесными взаимосвязями в обеспечении им АЭС и других его потребителей, возможностями повторного использования отработавшего топлива, определяющими наличие ЗАЯТЦ, а также необходимостью поддержания ядерной безопасности в разных аспектах, включая военный. При этом технологическая инфраструктура отрасли формируется ограниченным набором долгоживущих и медленно заменяемых технологий, характеризующихся собственными жизненными циклами. При этом каждая ядерно-энергетическая технология может реализовываться разными типами оборудования (в первую очередь ядерных реакторов).

В отличие от нефтегазового сектора АЭ является более науко- и капиталоемкой отраслью экономики. В работе [15] приводился анализ средств, 12 млрд долл., вложенных в НИОКР для реактора БН-600. В рамках общей концепции БН-600 является демонстрационным вариантом, в задачи которого входила только отработка технологии, предшествующей выходу коммерческой серии быстрых реакторов БН-1200.

Для реализации потенциала технологии (ввод БР, замыкание ЯТЦ) была создана Федеральная целевая программа "Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 - 2015 годов и на перспективу до 2020 года". Общий объем финансирования Программы (в ценах соответствующих лет)

составляет 131 464,9 млн. рублей, в том числе на научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы — 51 772 млн. рублей. В настоящее время организациями Государственной корпорации по атомной энергии "Росатом" ведутся научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы по внедрению инновационных проектов в области атомной энергетики Российской Федерации.

В 2014 году запланирован пуск БН-800 который является прототипом будущей коммерческой серии БР. На рисунке 1а показана принципиальная схема создания новой технологии. Видно, что до этапа «прототип» государство является основным инвестором, а демонстрационный образец и коммерческая серия относится к области бизнес-вложений. Такое распределение обусловлено большими рисками которое берет на себя государство, вкладывая огромные средства [15] на начальных этапах развития. На рисунке 1б представлен диапазон развития, представленный двумя наклонными синими линиями, снизу начало развития, условно «до н. э.» и верху настоящее.



Рис. 1а. Этапы развития новой технологии

В самом начале работами, которые, в конечном счете привели к созданию конечной технологии занималось одно общество №1. Ниша, которую заняло общество, сохраняется и когда другие общества начинают заниматься той же самой работой, и занимают уже меньший отрезок и остаются на несколько шагов позади, т. к. вынуждены начинать с самых азов. При этом очень рискованно быть пионерами в какой-либо области, т. к. еще до конца не ясно: к чему и когда все это

приведет. Эта диаграмма так же имеет отношение к понятию известность, т.е. если общество №1 начало заниматься отличной от других деятельностью и стало развивать инновационные идеи, то весь мир через некоторое время будет знать об этом. Но если общество, допустим №1, прекратит свое развитие в этой области, то это пространство в скором времени заполнят другие, а №1 останутся в яме. Это очень важный момент, потому что если технология не дойдет до своего логического завершения и не представится в виде коммерческого варианта, заслуги и все старания людей которые занимались этой проблемой сойдут на «нет» и их место будет занято другими, которые не побоялись закончить начатое.

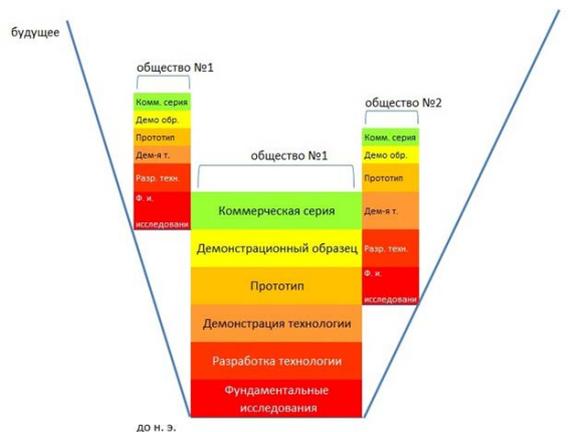


Рис. 1б. Этапы развития новой технологии, вид сбоку

По ходу НИОКР возникает все больше исследовательских вопросов относительно будущего развития отрасли. Исследования касающиеся развития национальной АЭ с быстрыми реакторами раскрыло перспективы и риски дальнейшего развития общества и технологий.

Основную часть доходов федерального бюджета в 2012 году, 38,6%, внешнеэкономической деятельности РФ составляют компании по добычи нефти и газа [16]. На ряду с налогами является основной в российском бюджете. Акционеры крупных компаний нефтегазового сектора, получают ежегодную чистую прибыль в размере 2,9 триллиона рублей (по данным отчетов компаний за 2011—2012 года). В сегодняшней ситуации отрасли

необходимо вырабатывать варианты мер по энергетической безопасности будущего поколения. В 2011 году «Газпром» объявил, что выделит на инновации 3 трлн рублей [18] которые направлены на поиск и разведка месторождений углеводородов, включая освоение нетрадиционных ресурсов. После 2050 года энергия солнца и АЭ может стать одним из основных источников энергии [17], поэтому уже в самое ближайшее время инвесторам стоит задуматься о вложении средств в НИОКР по АЭ.

Нераспределенная прибыль компаний сектора электроэнергетики составляет 0,67 триллиона рублей, что в 6 раз меньше чистой прибыли нефтегазовых компаний в год. При этом она более перспективна чем нефть и газ, если рассматривать отрезок времени 2050—2100 год. Система, в которую входят АЭС и

предприятия топливного цикла могут наращивать количество вырабатываемой электроэнергии большими темпами, что никак не скажется на экологической ситуации. При этом НИОКР в АЭ не делает финансовый отклик в краткосрочный период, соответственно нет инструментов, которые могли бы показать финансовую составляющую вложенных средств с периодом моделирования 30—50 лет. Финансовые модели работают только в варианте представления окупаемости проекта. А в долгосрочных прогнозах возможно представить только ресурсную модель. Чтобы не получить энергетический вакуум через несколько десятков лет уже сейчас необходимо вкладывать средства и со стороны нефтегазового сектора в исследования по диверсификации энергетики будущего с тем чтобы обеспечить плавный переход с углеводородных ресурсов на инновационные типы технологий АЭ.

Литература

1. Steve Hallet, John Wright. Life without Oil: Why we must Shift to a New Energy Future. – NY, USA 2011
2. “Nuclear Energy Management” МАГАТЭ, ICTP-IAEA, 2012
3. Глазьев С.Ю. Экономическая теория технического развития. – М.: Наука, 1990. – 232 с.
4. Лазуренко С.Г. Измерение влияния научно-технического прогресса на рост национального дохода. М.: Наука, 1981, Львов Д.С., Микерин Г.И. Научно-технический прогресс и эффективность производства // Вестник АН СССР. – 1985. – № 3. – С.90-100
5. Гринчель Б.М. Измерение эффективности научно-технического прогресса. – М.: Экономика, 1974. – 183 с.
6. Покровский В.А. Ускорение научно-технического прогресса: организация и методы, – М.: Экономика, 1983. – 216 с.
7. Гринчель Б.М. Измерение эффективности научно-технического прогресса. – М.: Экономика, 1974. – 183 с.
8. Научно-исследовательские и опытно-конструкторские разработки (НИОКР). <http://www.fos.ru/prom/10246.html>
9. Глазьев С.Ю. Экономическая теория технического развития. – М.: Наука, 1990. – 232 с.
10. "Россия должна стать научной сверхдержавой". Доклад члена-корреспондента РАН С.М.Рогова. <http://www.youngscience.ru/pages/main/analytics/3969/5466/index.shtml>
11. Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. / Е.О.Адамов, А.В. Джалавян, А.В.Лопаткин и др. // Атомная энергия. - 2012.- Т. 112, № 6.- С.319-331. Japan's nuclear disaster. Its impact on electric power generation worldwide // IEEE Power & Energy.-2012. Vol.10. N 3.- P.94,96.
12. Соколова Н.Д.. Ядерная энергетика Республики Корея // Атомная техника за рубежом. - 2010. - № 4. - С.3-11
13. Международные инициативы по развитию инновационных ядерноэнергетических систем и топливных циклов. - Минск (Белоруссия): Объединённый институт энергетических и ядерных исследований - Сосны / Информ. бюлл. 2012, № 2(10). - С.1-4.
14. Будущее ядерной энергетики: энергия, экология, безопасность/ Н.Н.Пономарев-Степной, В.В.Кузнецов, А.Ю.Гагаринский, Э.Дж.Маниз, Р.Гаттемоллер, Д.Понеман // Атомная энергия. - 2002. - т.93, вып.5. - С.325-342.
15. «Атомная энергия» Volume 92 июнь 2002 г. //Прогноз развития реакторов на быстрых нейтронах
16. Структура доходов федерального бюджета. Фактическое исполнение по состоянию на 01.01.2013 <http://info.minfin.ru/fbdohod.php>
17. «Shell: Основным источником электроэнергии может стать Солнце» исследовании Shell, посвященном перспективам мировой энергетической отрасли в XXI веке <http://top.rbc.ru/economics/01/03/2013/847547.shtml>
18. «Газпром» выделит на инновации баснословные 3 трлн рублей» РБК daily еженедельная деловая газета <http://www.rbcdaily.ru/tek/562949980348268>

Математическое моделирование смешения разнотемпературных струй методом КАБАРЕ

Зайцев А.М., аспирант 2 года ИБРАЭ РАН

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: azai@ibrae.ac.ru

1. Введение

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

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

2. Подготовка геометрической модели теплообменника

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

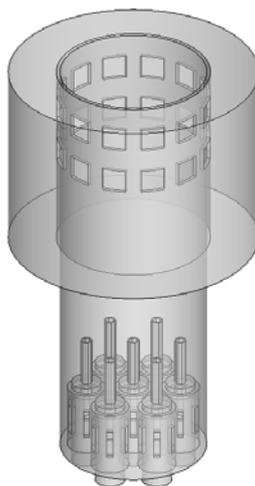


Рис.1. Вид геометрии сетки 4.6 млн. ячеек для изучения смешивания в двух шестигранных каналах и её разбиение на ячейки

3. Подготовка сетки и её декомпозиция для параллельных вычислений

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

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

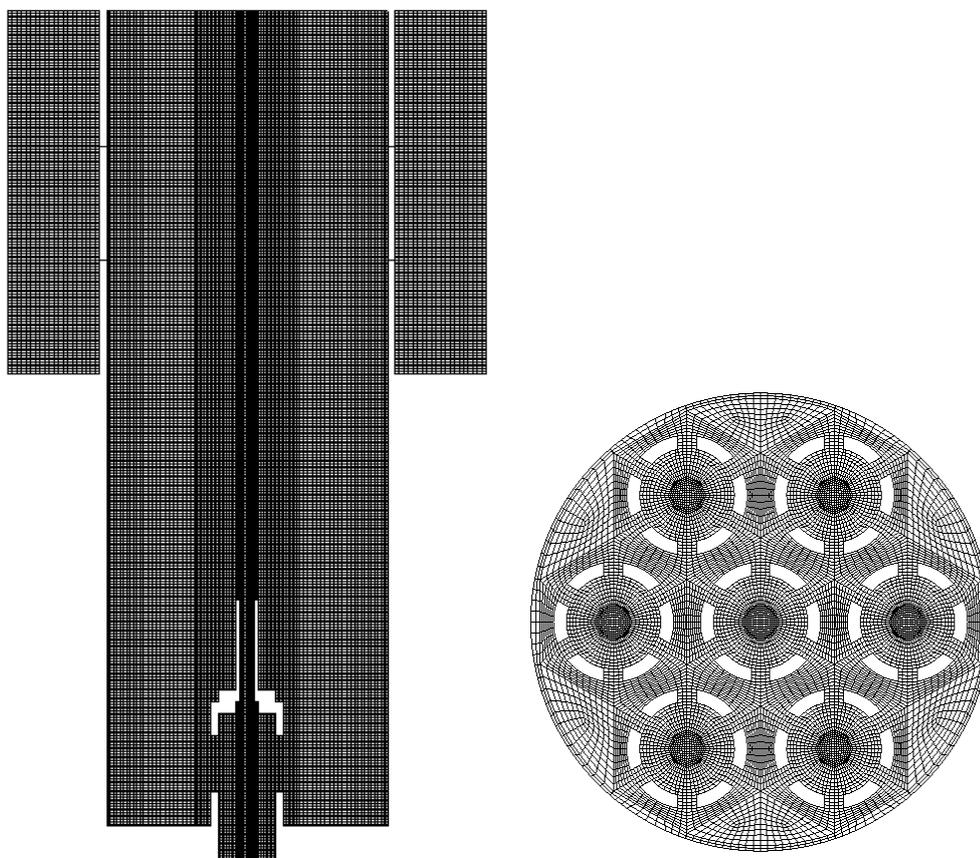


Рис. 2. Вид сетки в вертикальном и горизонтальном сечении.

4. Результаты расчета по методике "CABARET"

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

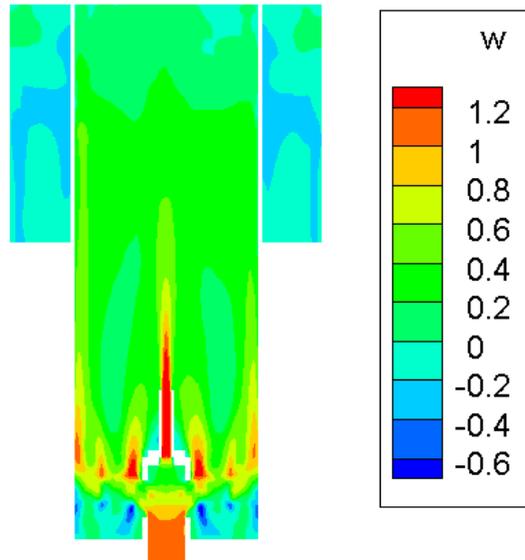


Рис. 3. Распределение средних значений осевой компоненты скорости..

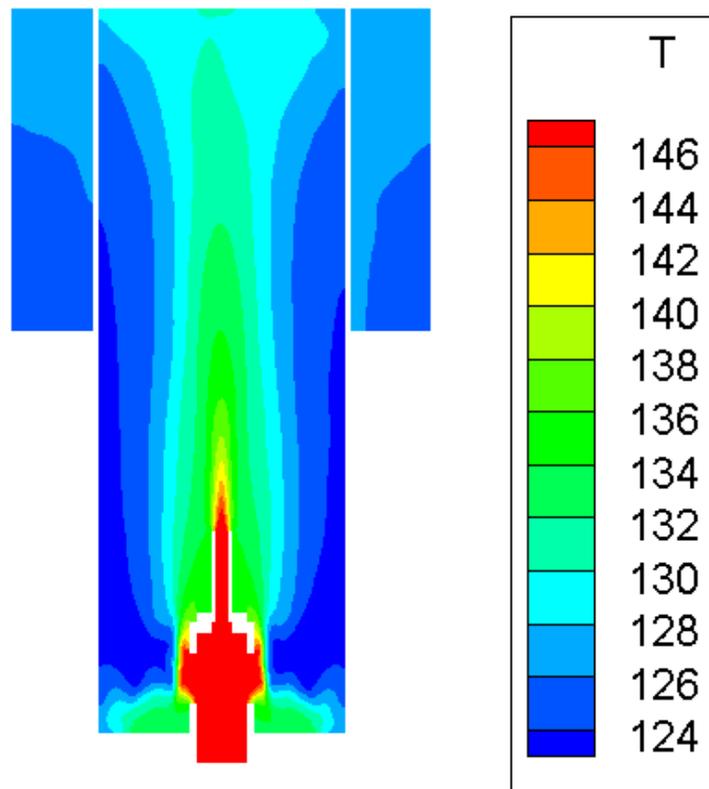


Рис. 4. Распределение средних значений температуры.

Ниже представлены графики сравнения средних разниц температур моделирования и эксперимента на сечениях $z=0, 0.2$. Значения моделирования получены осреднением по 6 равноудаленным точкам от оси струи (термопары по радиусам $R1=0, R2=12.5\text{мм}, R3=22.5\text{мм}, R4=34\text{мм}, R5=39\text{мм}$) средних по времени значений в соответствующих сечениях.

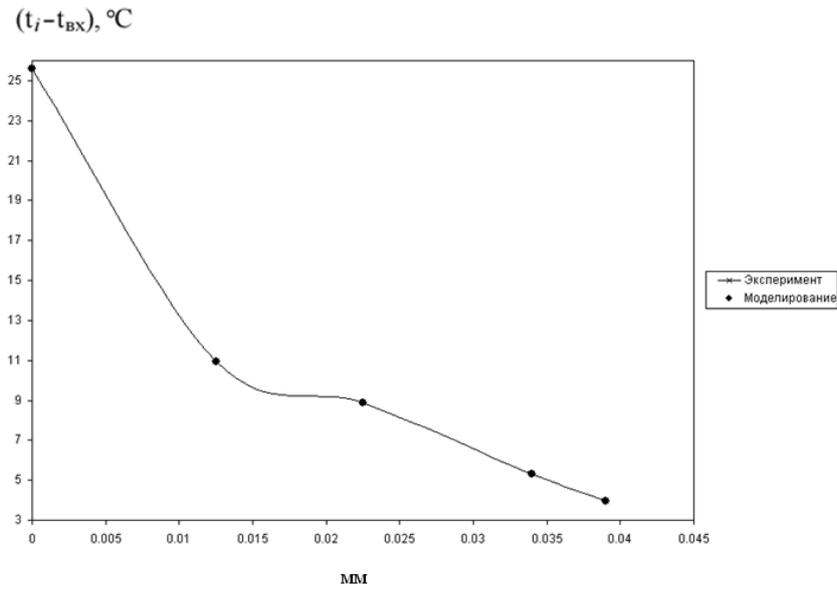


Рис. 5. Разницы температур в зависимости от удаления от центра струи в сечении $z=0$.

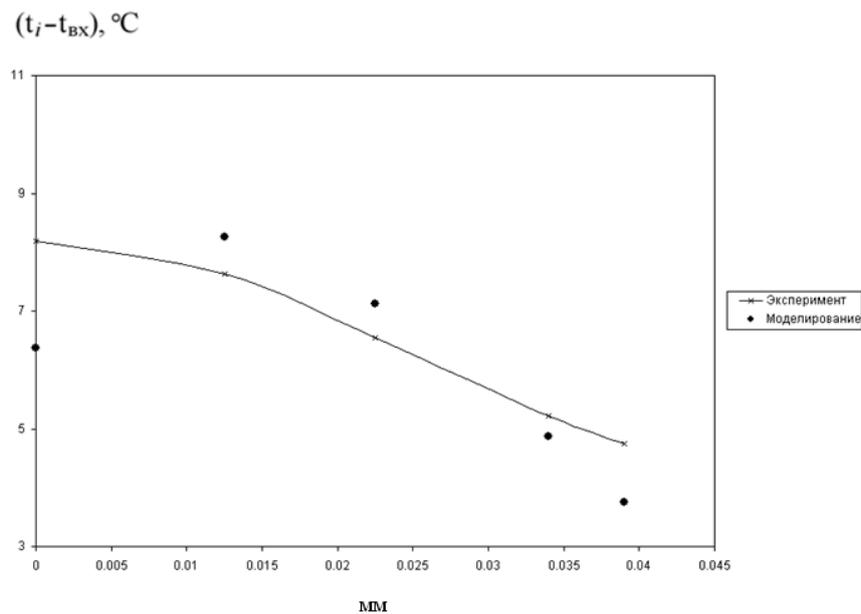


Рис. 6. Разницы температур в зависимости от удаления от центра струи в сечении $z=0.2$.

Литература

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

Использование пористых керамических материалов для очистки радиоактивных газоаэрозольных выбросов

Занора Ю.А, Ст епанов С.В.

Научные руководит ели: д.х.н., проф. Бет енеков Н.Д., к.т .н. Ист омин И.А.

Федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение «Маяк»

тел.: (35130) 2-69-69, эл. почта: cpl@po-mayak.ru, yurazan@gmail.com

1. Введение

Улавливание газообразных радиоактивных отходов предприятий ядерного топливного цикла является важной задачей. Всё более ужесточающиеся требования к экологической безопасности предприятий ЯТЦ ставят целью снижение уровня выбросов радиоактивных веществ в атмосферу, что требует совершенствования систем газоочистки.

В настоящее время на ФГУП «ПО «Маяк» для очистки вытяжного технологического и вентиляционного воздуха от радиоактивных аэрозолей широко применяются стекловолоконные фильтры и фильтры на основе тканей Петрянова. Наряду с достаточно высокой эффективностью очистки от аэрозолей, перечисленные фильтры имеют ряд существенных недостатков:

- низкая химическая стойкость, прочность на разрыв;
- ограниченное количество циклов или невозможность регенерации;
- низкая рабочая температура эксплуатации;
- возможность воспламенения;
- ограниченный срок службы.

Поэтому актуальной задачей является поиск новых фильтрующих материалов.

Для изготовления фильтрующих элементов могут быть использованы проницаемые керамические материалы с искусственно создаваемой специальными технологическими приёмами открытой пористостью, а также регулируемым размером пор. Композиционные керамические смеси, содержащие в своём составе селективные примеси и обладающие различной пористостью, будут способны решать широкий спектр вопросов по защите того или иного участка производства от выброса газообразных отходов. Отличительными особенностями пористых керамических материалов являются:

- высокая механическая прочность, жесткость;
- стойкость к воздействию кислот, щелочных, органических сред и ионизирующих излучений;
- устойчивость к воздействию высоких температур, пожаробезопасность;
- длительный срок службы фильтров;
- возможность проведения многократных регенераций различными способами;
- возможность улавливания газов за счёт импрегнирования фильтрующей перегородки химическими агентами и катализаторами.

В данной работе изучается возможность применения пористой проницаемой керамики для изготовления высокоэффективных и долговечных фильтрующих элементов для очистки радиоактивных газоаэрозольных выбросов.

К фильтрующим материалам в атомной промышленности предъявляют высокие требования по прочности, газопроницаемости, химической стойкости и высокой эффективности очистки, поэтому при выборе материала по данным показателям были проведены исследования образцов керамики различных составов, произведенных ЗАО «НТЦ «Бакор». В таблице 1 приведены характеристики исследуемых образцов.

Таблица 1. Характеристики исследуемых образцов

№ состава	Состав		Температура обжига, °С	Пористость, %	Плотность, кг/м ³
	Компоненты	Содержание, %			
1	Корунд F600 GT3000 Парафин	91 9 22	1560	42	1,18
2	Корунд F600 CL370 Бентонит Парафин	93 4 3 22	1530	44,5	1,17
3	Корунд F240 Бентонит Парафин	87 13 20	1320	49	0,96
4	Корунд F240 CL370+SiC Парафин	90 10 14	1550	43	1,2

2. Проверка химической стойкости

Технологические процессы радиохимических, радиоизотопных и химико-металлургических производств сопровождаются переходом в воздух аппаратов, рабочих боксов, камер и каньонов различных, в том числе и химически агрессивных парогазовых смесей, воздействующих на фильтрующие материалы. Так же разрушающее действие на перегородки могут оказывать реагенты, используемые для регенерации фильтров.

Изучение кислотостойкости и щелочестойкости образцов пористой керамики проводили по методике предприятия, разработанной в соответствии с ГОСТ 473.1-81 «Изделия химически стойкие и термостойкие керамические. Метод определения кислотостойкости».

Результаты экспериментов представлены на рисунке 1.

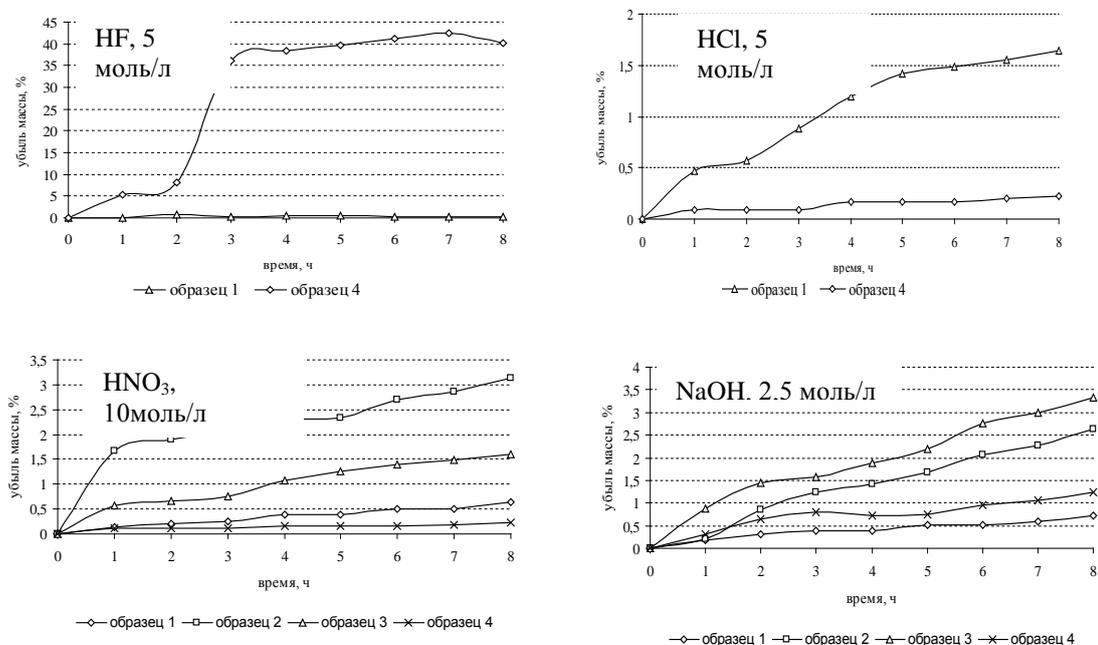


Рис. 1. Химическая стойкость образцов в различных агрессивных средах

В результате исследования образцов на химическую устойчивость определили, что наиболее стойкими в азотной кислоте и натриевой щёлочи являются образцы под номерами 1 и 4. Степень выщелачивания образца 1 в азотной кислоте составила от 0,6 до 0,8 % масс., в щёлочи - от 0,6 до 0,7 % масс. Степень выщелачивания образца 4 в азотной кислоте составила от 0,1 до 0,2 % масс., в щёлочи - от 0,5 до 1,6 % масс.

Наиболее стойким в соляной кислоте является образец 4, а в плавиковой – образец 1. Убыль массы образца 4 в соляной кислоте составила от 0,20 до 0,23 % масс. Убыль массы образца 1 в плавиковой кислоте составила от 0,3 до 1,1 % масс.

Таким образом, для изготовления фильтрующих элементов и сорбентов, работающих в среде оксидов азота и подвергающихся регенерации щелочными растворами, целесообразно использовать образцы 1 или 4. В солянокислой среде – образец 4, а в среде, содержащей фтор – образец 1.

3. Изучение фильтрационных характеристик и коэффициентов очистки от аэрозолей

Для определения аэродинамического сопротивления были выбраны два наиболее химически устойчивых образца керамики, на основе которых были изготовлены и испытаны на опытном стенде фильтрующие перегородки.

Эффективность улавливания частиц комнатной пыли определялась при помощи лазерных счетчиков аэрозольных частиц ЛАС-02-1,5 (3) при объеме пробы 0,5 дм³ и объемном расходе воздуха через фильтр 5 л/мин, что соответствует скорости фильтрации 5 см/с. Результаты измерений представлены в таблице 2.

Таблица 2. Определение коэффициентов очистки от аэрозолей

Номер образца	Число частиц		Коэффициент очистки
	до фильтра	после фильтра	
4	7640	1051	8,11±1,22
	7815	1002	
	7912	895	
	7669	901	
1	7681	35	189,04±38,75
	7632	34	
	7756	47	
	7803	53	

Относительно невысокие значения коэффициентов очистки образца 1 обусловлены низкой эффективной поверхностью материала, малой концентрацией частиц во входящем газовом потоке, а также размером анализируемых проникающих частиц менее 2 мкм. В реальных условиях действующего производства размеры частиц аэрозолей находятся в широком диапазоне, исходя из этого возможно применение исследуемых образцов для снаряжения фильтров грубой очистки, а также очистки воздушных потоков с повышенной влажностью.

Фильтрационные характеристики образца 4 делает этот материал перспективным для снаряжения фильтров тонкой очистки, однако при этом необходимо учесть его малую проницаемость по отношению к воздуху и для производства фильтрующей перегородки необходимо снижать сопротивление материала в 10-15 раз. За счёт, например уменьшения толщины слоя перегородки (нанесения мембраны на прочный высокопористый каркас), повышения открытой пористости и эффективной поверхности фильтрации.

На основании полученных данных совместно с ЗАО НТЦ «Бакор» был разработан и изготовлен опытный фильтр с элементом из пористой керамики.

На рисунке 2 представлены результаты измерения аэродинамических характеристик опытного фильтра.

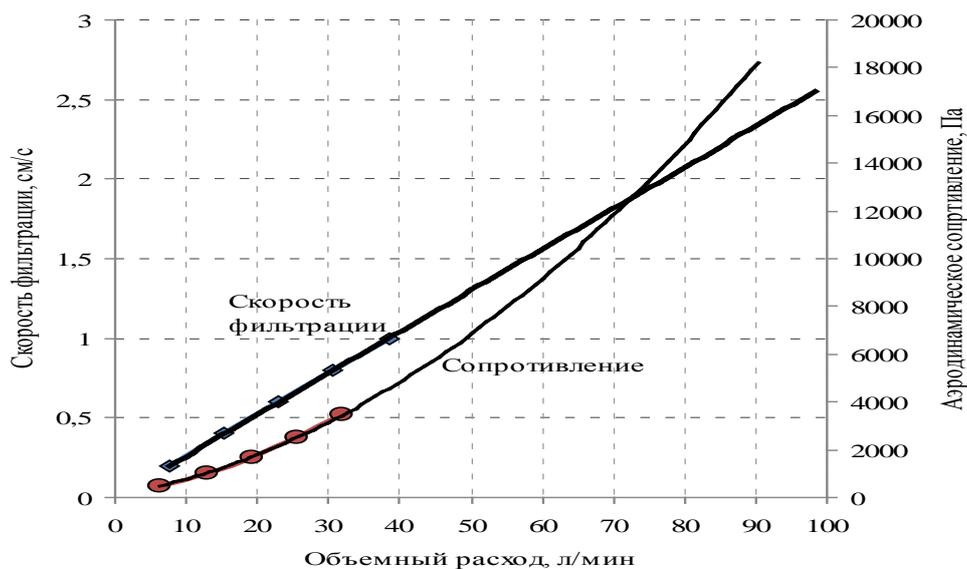


Рис. 2- Аэродинамические характеристики опытного фильтра

Высокие значения аэродинамического сопротивления фильтра, объясняются малой площадью поверхности пористой перегородки и её большей толщиной по сравнению с прототипом – промышленным фильтром типа В-0,4, где используется ткань Петрянова. Для устранения данного недостатка рассматривается возможность изготовления фильтрующих элементов путем нанесения тонкой керамической мембраны на высокопористую основу, имеющую большую эффективную площадь фильтрации.

Следующим этапом испытаний стала проверка эффективности фильтра по стандартному масляному туману (далее СМТ).

При измерении эффективности очистки по СМТ на оптико-электронном аэрозольном счетчике ОЭАС расход воздуха через фильтр при перепаде давления 1240 Па (126 мм. вод. ст.) составил 20 л/мин. Данные по улавливанию аэрозоля приведены в таблице 3.

Таблица 3. Эффективность очистки опытного керамического фильтра по СМТ

Размер частиц, мкм	Опыт 1				Опыт 4				K _{оч}	η _{ср.} , %
	до	за	K _{оч}	η, %	до	за	K _{оч}	η, %		
≥0,3	1519540	284	5350	99,98	1117790	236	4736	99,98	5394	99,98
0,3-0,4	254920	160	1593	99,94	278970	141	1979	99,95	1975	99,95
≥0,5	1264620	124	10199	99,99	838820	95	8830	99,99	10531	99,99

По результатам испытаний на опытной вентиляционной установке коэффициент очистки в среднем составил 10³ при эффективности порядка 99,95 %, однако высокое сопротивление фильтра не позволило провести подобные эксперименты при больших скоростях фильтрации. Таким образом, применение подобного фильтра в системах вентиляции затруднительно, так как побудители (вентиляторы) не могут создать разрежение, необходимое для поддержания заданного высокого расхода воздуха. Однако существует возможность применения такого керамического фильтра на технологических сдвух с аппаратов с использованием вакуумных насосов или эжекторов.

4. Заключение

В работе изучена возможность применения пористой проницаемой керамики для изготовления высокоэффективных и долговечных фильтрующих элементов для очистки радиоактивных газоаэрозольных выбросов.

Проведены эксперименты по кислотостойкости и щелочестойкости образцов пористой керамики. Показано, что минимальная степень выщелачивания испытуемых образцов в азотной кислоте составила от 0,1 до 0,8 % масс., в щёлочи - от 0,5 до 1,6 % масс. Убыль массы этих образцов в соляной кислоте составила от 0,20 до 0,23 % масс., в плавиковой кислоте – от 0,3 до 1,1 % масс.

Изучены фильтрационные характеристики испытуемых материалов и определены их коэффициенты очистки по аэрозолям. Показано, что возможно применение исследуемых образцов для снаряжения фильтров грубой очистки, а также очистки воздушных потоков с повышенной влажностью. Кроме этого некоторые образцы исследуемой керамики перспективны для снаряжения фильтров тонкой очистки.

На основании полученных результатов совместно с ЗАО НТЦ «Бакор» был разработан и изготовлен опытный фильтр с элементом из пористой керамики. По результатам испытаний фильтра на опытной вентиляционной установке эффективность улавливания аэрозолей составила 99,95%.

Таким образом, материалы на основе пористой проницаемой керамики могут быть использованы при изготовлении фильтрующих элементов для аэрозольной очистки отходящих газов с аппаратов и установок предприятий атомной промышленности.

Сорбционное выведение цезия из осветленной фазы емкостей-хранилищ ВАО ФГУП "ПО "Маяк"

А.А. Казадаев, И.И. Дементьева, П.В. Козлов, Р.А. Макаровский, К.В. Вербицкий

ФГУП «Производственное объединение «Маяк»

тел.: (35130) 2-99-11, эл. почта: cpl@po-mayak.ru

1. Введение

В результате выполнения оборонных программ на ФГУП «ПО «Маяк» в емкостях-хранилищах накоплены жидкие высокоактивные пульпы суммарной активностью порядка ~100 млн. Ки. В связи с завершением сроков эксплуатации емкостей предполагается их разгрузка с отверждением извлеченных ВАО.

С целью сокращения объемов получаемого в ходе отверждения высокоактивного стекла и сведения сроков переработки к минимуму на предприятии предложено разделять ЖРО на потоки различного химического и фазового состава и отверждать их специфичными методами. Основную часть радионуклидов предлагается локализовать в стекле, а макрокомпонентов – в цементном компаунде. Одной из ключевых операций в данной схеме является сорбционное выведение из осветленной фазы радионуклидов цезия-137, обуславливающего на 99 % её активность (около $5 \cdot 10^{10}$ Бк/л). Цезиевый десорбат планируется направить на остекловывание, солесодержащий кубовый остаток – на цементирование, поскольку по уровню удельной активности он может быть отвержден указанным методом.

Для решения поставленной задачи был проведен ряд экспериментов, включающих:

1. Проведение сорбционной очистки от радионуклидов цезия нейтрализованной осветлённой фазы емкостей-хранилищ на реальном растворе в статическом и динамическом режимах;
2. Сорбцию цезия из кислотного-нейтрализованного и карбонизированного модельных растворов с метками реального декантата в количестве 1 мл на 49 мл модельного раствора (разбавление в 50 раз);
3. Определение сорбционной емкости используемого ферроцианидного сорбента на кислотном-нейтрализованном и карбонизированном модельных растворах с концентрацией стабильного цезия 60 мг/л;
4. Определение эффективности десорбции цезия азотной кислотой на сорбенте, насыщенном стабильным цезием;
5. Регенерацию использованного сорбента и проверку эффективности его последующего применения.

2. Экспериментально-методическая часть

Все сорбционные эксперименты проводились с использованием сорбента марки ФС-10 на основе комплексного ферроцианида калия-меди ($\text{KCu}_{1,5}\text{Fe}(\text{CN})_6 \cdot 6\text{SiO}_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$), фракционный состав – от 0,25 до 0,50 мм. Выбор данного типа сорбента обусловлен, прежде всего, возможностью его регенерации и повторного применения. Коэффициенты распределения цезия рассчитывались по формуле:

$$K_d = (C_{\text{исх}} - C_{\text{к}}) \cdot V_{\text{р-ра}} / C_{\text{к}} \cdot m_{\text{сорб}}$$

где: $C_{\text{исх}}$ – концентрация цезия в исходном растворе, мг/л;

$C_{\text{к}}$ – концентрация цезия в конечном растворе, мг/л;

$V_{\text{р-ра}}$ – объем раствора, контактировавшего с сорбентом, мл;

$m_{\text{сорб}}$ – масса взятого для опыта сорбента, г.

Как показали результаты, процесс сорбции из реального продукта в динамическом режиме на коротком фильтроцикле идет очень эффективно: коэффициент очистки по цезию составляет 6-7 порядков, что достаточно для применения испытываемого способа очистки в разрабатываемой схеме и позволяет перевести осветленную фазу емкостей-хранилищ в категорию САО с целью последующей иммобилизации в цементную матрицу.

Коэффициенты распределения в статическом эксперименте находятся на достаточно высоком уровне $((0,9-1,5) \cdot 10^3$ мл/г), что свидетельствует об эффективности работы сорбента в данных условиях.

Для сравнения эффективности работы сорбента в существенно отличных по химическому составу растворах проведена динамическая сорбция с использованием модельного раствора осветленной фазы ВАО, нейтрализованного двумя способами – введением азотной кислоты (кислотная нейтрализация) и барботированием через объем раствора углекислого газа (карбонизация). Осветленную фазу полученного модельного раствора метилили нейтральным реальным продуктом в объемном соотношении 49:1 (разбавление в 50 раз). Объемная активность исходного раствора по цезию-137, определенная гамма-спектрометрическим методом, составила $4,6 \cdot 10^8$ Бк/л. Эксперимент с раствором, нейтрализованным кислотой, прошел успешно: на коротком фильтроцикле достигнуты высокие коэффициенты очистки (порядка 10^7). Опыт на карбонизированном модельном растворе с меткой цезия-137 нельзя признать удачным: отмечено, что на выходе из адсорбционной колонки раствор изменил свой цвет с лимонно-желтого на изумрудно-зеленый, что говорит о разрушении сорбента очищаемым раствором и вымывании его компонентов (меди) в жидкую фазу вследствие образования растворимых карбонатных комплексов. Данный результат делает невозможным многократное применение сорбента в аналогичных условиях на производстве.

В целях определения сорбционной емкости сорбента ФС-10 по отношению к цезию были проведены опыты по сорбции из модельного кислотного-нейтрализованного раствора. Кроме того, был выполнен единичный опыт по сорбции цезия из карбонизированного раствора с целью уточнения деструктивных процессов, проходящих в сорбенте в данных условиях. Используемые растворы были приготовлены по методике, аналогичной использованной в предыдущих двух экспериментах. В качестве имитатора цезия-137 использовали стабильный цезий, который вводили в нейтральные растворы в форме нитрата с концентрацией 60 мг/л по металлу. Опыты проводились в динамическом режиме, по методике, аналогичной предыдущим экспериментам.

Единичный опыт с модельным раствором после карбонизации показал также высокую эффективность сорбции. Раствор при контакте с сорбентом также поменял окраску на изумрудно-зеленую. При пропускании 8 колоночных объемов раствора вымывание активного вещества (компонентов ферроцианида меди-калия) составило около 5 % (исходя из брутто-формулы сорбента), что свидетельствует о непригодности применения сорбента ФС-10 для сорбции цезия из карбонизированного раствора.

Следует отметить, что при работе с раствором, нейтрализованным азотной кислотой, концентрация меди в фильтрате была незначительна (не более 2 мг/л), что свидетельствует об отсутствии несвязанной меди в сорбенте и подтверждает факт вымывания ее именно из структуры сорбента при очистке карбонизированного раствора.

Исходя из полученных результатов, опытное значение сорбционной емкости сорбента ФС-10 по цезию в данных условиях до начала его "проскока" составило около 50 мг/г сорбента, полная динамическая обменная емкость – около 66 мг/г сорбента.

Эксперимент по определению эффективности десорбции цезия азотной кислотой проводился в статических условиях. Сорбент (1,7 г) заливали 20 мл азотной кислоты с концентрацией 8 моль/л, выдерживали (при периодическом перемешивании) в течение 2 ч, затем десорбирующий раствор удаляли. Операцию повторяли 3 раза. Затем промыли сорбент дистиллятом в объеме 6 мл, промывную воду удалили. Полученные в ходе десорбции растворы проанализировали.

Затем провели регенерацию сорбента. Процесс регенерации проводили также в статических условиях, введя в емкость с сорбентом (1,7 г) 20 мл регенерирующего раствора, с последующей выдержкой в течение 6 ч с периодическим перемешиванием. По окончании регенерации раствор удалили, проанализировали содержание в нем цезия.

Полученные результаты демонстрируют возможность проведения достаточно полной десорбции цезия с сорбента ФС-10 – 30 колоночными объемами десорбирующего раствора в статических условиях удалось удалить из сорбента около 80 % цезия.

В ходе регенерации вымывания цезия практически не наблюдалось – концентрация цезия в регенерате составила 0,2 мг/л.

Регенерированный сорбент после трехкратной промывки дистиллированной водой (по 20 мл) высушили на воздухе, после чего провели сорбцию цезия в статических условиях из модельного раствора данным сорбентом и аналогичным свежим для определения изменения сорбционных свойств в ходе фильтроцикла. Для этого брали по три навески свежего и регенерированного сорбента массой по 30 мг, помещали в полиэтиленовые емкости и вносили по 50 мл модельного раствора с концентрацией стабильного цезия 35 мг/л. Емкости устанавливали на перемешивающее устройство, осуществлявшее колебательное движение с частотой 200 колебаний в минуту, и через 7 ч выдержки проводили отбор пробы раствора декантированием. В растворе определяли остаточную концентрацию цезия масс-спектрометрическим методом. На основании полученных результатов рассчитывали коэффициент распределения цезия.

Полученные результаты свидетельствуют об отсутствии снижения сорбционных характеристик сорбента после одного фильтроцикла, что позволяет в первом приближении говорить о возможности многократного использования сорбента.

3. Выводы

1. В результате проведенных экспериментов установлено, что сорбция цезия из нейтрализованной осветленной фазы емкостей-хранилищ накопленных ВАО проходит на сорбенте марки ФС-10 (ферроцианиде меди-калия) очень эффективно в динамическом режиме – коэффициенты очистки раствора на коротком фильтроцикле достигают порядка 10^7 на реальном растворе, что полностью обеспечивает решение поставленной задачи – удаление основной части цезия на остекловывание и обеспечение нормативных ограничений по объемной активности ЖРО при их цементировании.
2. Установлено, что при сорбционной очистке модельного раствора, нейтрализованного методом карбонизации, наблюдается вымывание структурных компонентов сорбента (меди), что связано, по-видимому, с образованием растворимых карбонатных комплексов меди. Указанный факт свидетельствует о нецелесообразности применения сорбентов на основе ферроцианида меди для удаления цезия из карбонизированной осветленной фазы ВАО вследствие быстрого их разрушения, даже несмотря на то, что на начальном этапе работы использованный сорбент продемонстрировал высокие коэффициенты очистки.
3. Определена в динамических условиях обменная емкость сорбента ФС-10 по отношению к цезию при сорбции его из раствора, моделирующего нейтрализованную азотной кислотой осветленную фазу ВАО емкостей-хранилищ. Данная величина составила 50 мг/г сорбента (до момента проскока цезия в фильтрат) и 66 мг/г – при полном насыщении сорбента цезием, что примерно на 15 % ниже теоретической величины. Длительность рабочей части фильтроцикла сорбента можно оценить как 800 колоночных объемов на модельном растворе принятого усредненного состава.
4. Проведена десорбция цезия (раствором HNO_3 , 8 моль/л) с последующей регенерацией сорбента. Степень удаления цезия в результате указанных операций составила около 80 %, что является достаточно высоким показателем.
5. Коэффициент распределения цезия, определенный в статических условиях на модельном растворе с меткой стабильного цезия составил: для свежего сорбента – $5,4 \cdot 10^3$ мл/г, для отработавшего один фильтроцикл – $9,6 \cdot 10^3$ мл/г. Емкость сорбента в указанных условиях составила от 45 до 50 мг Cs/г сорбента, что свидетельствует об отсутствии снижения его сорбционных характеристик по истечении одного фильтроцикла, а следовательно – о возможности многократного использования ФС-10.

Авторы выражают благодарность за поддержку и консультирование Логунову М.В. и Корченкину К.К.

Верификация расчетного кода HEFEST на новых тестовых задачах

Каменская Д.Д., студент 5 курса НИЯУ МИФИ

Научный руководитель: зав. лаб. ИБРАЭ РАН Филиппов А.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-71, эл. почта: kamenskay_dd@mail.ru

1. Введение

Развитие расчётных кодов для анализа безопасности АЭС при тяжёлых авариях в значительной степени связано с улучшением точности и надёжности даваемых количественных предсказаний. Это требует доработки моделей кода и привлечения новых тестовых задач для верификации.

В настоящей работе в рамках доработки и уточнения модели расслоённого расплава в модуле HEFEST [1] системного кода СОКРАТ рассмотрено решение новых тестовых задач стационарной и нестационарной теплопроводности, предназначенных для проверки этой модели, и включённых в матрицу верификации HEFESTa. Цель работы – проверка точности численного решения уравнения теплопроводности в коде при сильных разрывах коэффициентов, их анизотропии и наличии нелинейных граничных условий, присущих этой модели. Известная формула П. Роуча определяет верификацию как "правильное решение уравнений" (verification – to solve equation right). Это означает, что погрешность численного метода должна быть гораздо меньше погрешностей моделей кода, т.е., точность численного метода должна быть высокой. В настоящей работе это проверяется на аналитических решениях нестационарной задачи сопряжения двух тел с неидеальным тепловым контактом, задаче анизотропной теплопроводности в двумерном материале и задаче фокусировки потока тепла [4]. Эти задачи соответствуют специфике моделируемой системы – тепловыделяющий расплав, взаимодействующий с конструкциями АЭС.

2. Аналитические решения задач

Анизотропная теплопроводность в эллиптической области

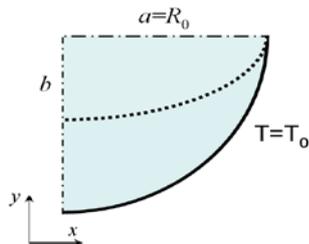


Рис.1. К постановке задачи

Анизотропная теплопроводность используется в коде HEFEST для моделирования конвективной теплопередачи в расплаве в модели ЭОТ (эффективные ортотропные коэффициенты). Работа модели с такими коэффициентами проверяется на плоской 2D задаче: определить распределение температуры и потока тепла в ортотропном материале, имеющем форму эллипса (бесконечного цилиндра) радиуса R_0 с главными осями коэффициента теплопроводности, лежащими в его плоскости, при постоянной температуре границы. Распределение температуры по Ox и Oy имеет вид (А.С.Филиппов):

$$T(x,0) = \frac{Q}{2(\lambda_x + \lambda_y)} (R_0^2 - x^2) \quad (1) \quad T(0,y) = \frac{Q}{2(\lambda_x + \lambda_y)} (R_0^2 - \eta^2 x^2), \quad (2)$$

где λ_x (λ_y) – коэффициент теплопроводности вдоль оси Ox (Oy), Q – объемная мощность тепловыделения, η – коэффициент сжатия эллипса.

Распределение нормальной компоненты потока тепла вдоль обращенного вниз участка внешней эллиптической границы, находящегося в 4-м квадранте:

$$F_R(x,y)|_{x \in \partial\Omega} = -\frac{x\lambda_x Q}{\lambda_x + \eta^2 \lambda_y} \sqrt{\frac{x^2}{\eta^2 a^2 - (\eta^2 - 1)x^2}} + \frac{x\lambda_y \eta^2 Q}{\lambda_x + \eta^2 \lambda_y} \sqrt{\frac{\eta^2 a^2 - x^2}{\eta^2 a^2 - (\eta^2 - 1)x^2}}, \quad (3)$$

где точки берутся на границе эллипса $\partial\Omega$ в четвертом квадранте.

Выражения (1)–(3) используются для сравнения с численными расчётами проводимыми для $1/4$ симметричной области (Рис.1).

Нестационарная задача сопряжения

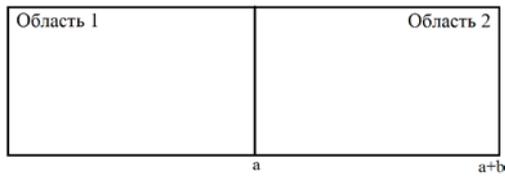


Рис.2. К постановке задачи сопряжения

Рассмотрена нестационарная задача о неидеальном тепловом контакте двух разнородных сред с распределённым источником тепла. В практике расчётов сценариев тяжёлых аварий примером неоднородной среды, свойства которой можно считать кусочно–постоянными, может быть корпус реактора, содержащий расплав активной зоны (а.з.), материал разрушенной а.з., переместившийся в напорную камеру

реактора, и др. В материале а.з. действует объёмный источник тепла, обусловленный теплом радиоактивного распада продуктов деления, в материале стального корпуса источник отсутствует. Между расплавом и корпусом возможна тугоплавкая корка. Аналитическое решение для случая теплоизолированных внешних границ получено методом разделения переменных (Я.А.Краснов) в виде бесконечного ряда, достаточно быстро сходящегося. Решение зависит от времени, что есть результат действия нагрева источником и перераспределения температуры и потока тепла. При выключении источника температура выравнивается.

3. Верификация расчетного модуля (кода) HEFEST

Анизотропная теплопроводность в эллиптической области

Проведено численное решение задачи анизотропной теплопроводности в эллиптической области (рис.1). Конфигурация схематически моделирует эксперименты по стационарной конвективной теплоотдаче расплава в корпусе ВВЭР. На боковой границе наложены условия третьего рода с коэффициентом теплоотдачи большой величины, т.е., почти изотермические, условия на верхней и вертикальной границах – адиабатические. На рис.3 приведены полученные аналитически и численно распределения температуры по осям. Различие между аналитическим и численным решениями минимально. Отметим характерное свойство распределения граничного потока тепла: в нижней части поток мал из-за взятой малой величины коэффициента теплопроводности по вертикальной оси. Далее он монотонно возрастает, достигая максимума по модулю в верхней части границы.

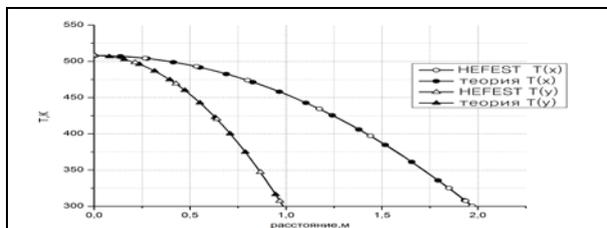


Рис. 3. Профили температуры по горизонтальной и вертикальной осям

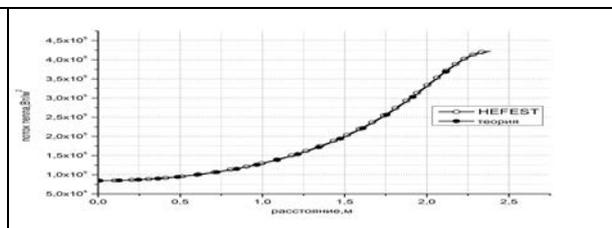


Рис. 4. Профиль граничного потока тепла вдоль боковой поверхности снизу-вверх.

Нестационарная теплопроводность составного тела

Рассмотрим решение нестационарной задачи сопряжения с неоднородным источником тепла и с отключаемым источником тепла в постановках, моделирующих аварийные процессы на АЭС. Исходные данные следующие: начальная температура во всех задачах принималась однородной по объёму, на границах расчётной области задавались адиабатические граничные условия. С аналитическим решением во всех задачах сравнивались полученные зависимости температуры от времени в четырёх точках, а также профили температуры по длине. На графиках, приведённых ниже, незакрашенными маркерами везде обозначается численный расчёт, закрашенными – аналитическое решение.

Первая постановка задачи моделирует двухсоставное тело с тепловыделением в одной части и неидеальным контактом. Она иллюстрирует теплопередачу от тепловыделяющего оксидного слоя расплава в корпусе реактора или устройстве локализации расплава (УЛР) к нетепловыделяющему металлическому через корку, которая может образоваться на границе сред вследствие высокой температуры плавления оксидов урана и циркония. Полученные аналитически и кодом HEFEST зависимости температуры от времени и профили температуры приведены на рис. 5а, рис. 5б. Как видно из графиков, совпадение аналитического решения и результата численного расчёта практически полное. Через 1500 секунд форма температурного профиля стабилизировалась, что соответствует аналитическому решению.

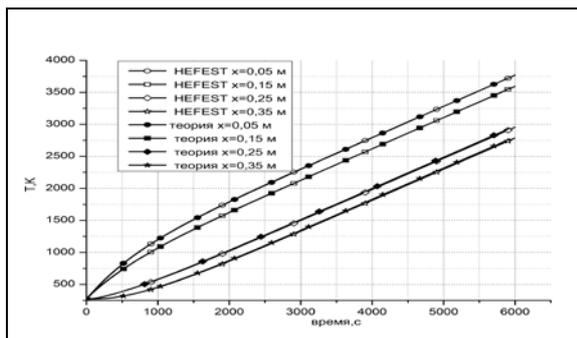


Рис. 5а. Временная зависимость распределения температур в 1-ой постановке задачи

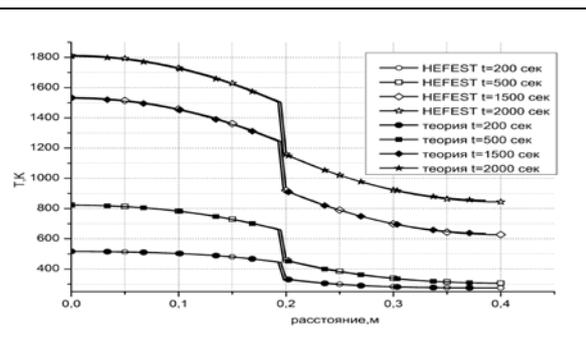


Рис. 5б. Профили температуры в 1-ой постановке задачи

При удержании расплава в корпусе реактора или УЛР внешнее охлаждение может схематически рассматриваться как сток тепла. Между источником и стоком тепла может быть тепловое сопротивление, роль которого может играть корка на поверхности бетона или жертвенного материала. Вторая постановка нестационарной задачи сопряжения моделирует данный случай. Через 5000 секунд система пришла в стационарное состояние с установившимся профилем температуры (рис. 6а).

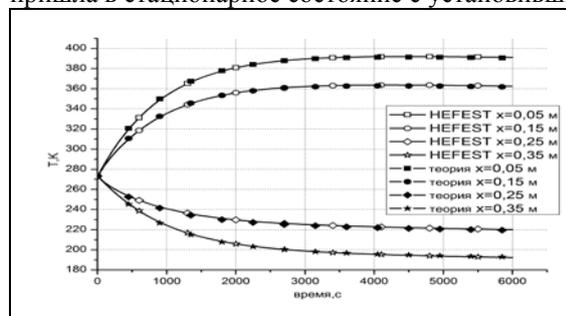


Рис. 6а. Временная зависимость распределения температур во 2-ой постановке задачи

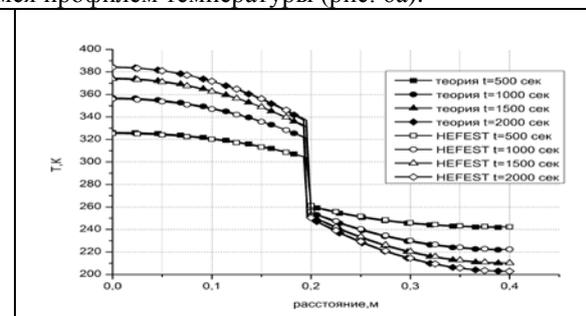


Рис. 6б. Профили температуры во 2-ой постановке задачи

В третьей постановке задачи моделируется отключение нагрева. Как и в предыдущих задачах, здесь постепенно устанавливается форма температурного профиля (кривые на рис.7а практически параллельны перед $t^* = 2000$ с). После прекращения тепловыделения левая сторона начинает остывать, и примерно через 5000 секунд с начала расчёта во всём объёме устанавливается одинаковая температура.

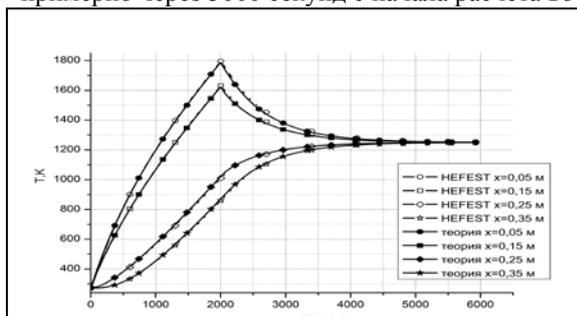


Рис. 7а. Временная зависимость распределения температур в 3-ей постановке задачи

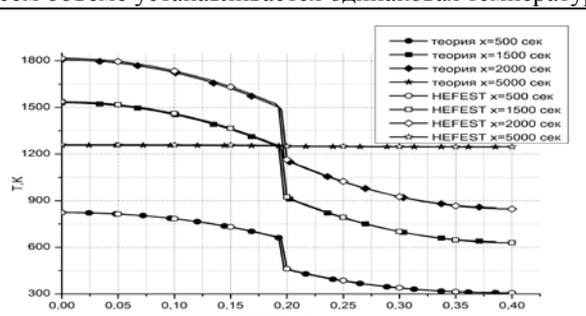
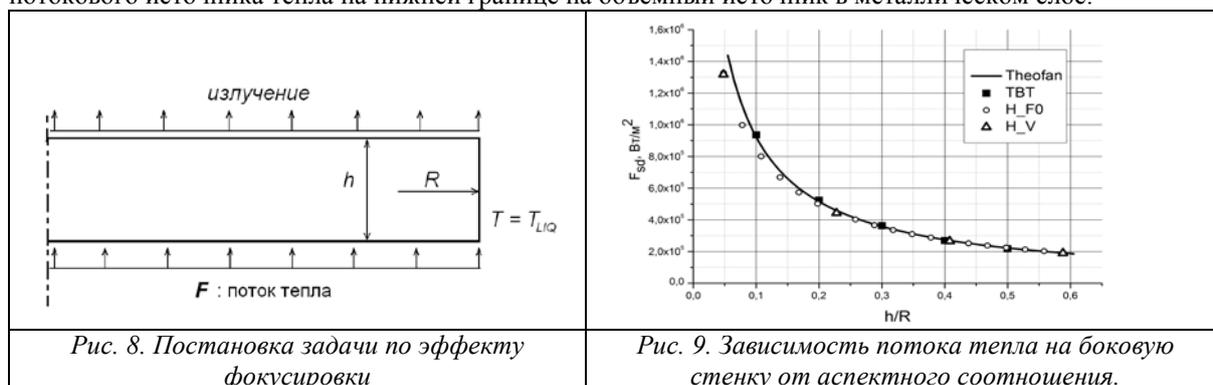


Рис. 7б. Профили температуры в 3-ей постановке задачи

Эффект фокусировки потока тепла

Расслоённый расплав, состоящий из оксидной и металлической части расплава, может моделироваться как почти независимые две подсистемы: (1) металлический слой с объёмным источником тепла, связанным частично с остаточным тепловыделением, частично – с передачей тепла из нижележащего оксидного слоя; (2) бассейн тепловыделяющей жидкости с почти нулевым теплообменом на верхней границе. Описываемый расчёт проверяет работу модели теплоотдачи отдельного металлического слоя. В цилиндрической области радиусом R находится расплав стали, нагреваемый: А) снизу потоком тепла (рис.8), либо – Б) эквивалентным объёмным тепловыделением. На верхней границе

задано условие по радиационному потоку тепла во внешнюю среду с температурой $T_b=0$ при заданном значении эффективной степени черноты. Боковая поверхность находится при постоянной температуре, отвечающей плавлению металла – здесь ставилось условие третьего рода с очень большим коэффициентом теплоотдачи H . Определялась зависимость потока тепла на боковой границе (F_{sd}) от соотношения размеров слоя (h/R). Постановка задачи А) использована в работе Т.Теофаноса с соавторами (рис.9 кривая Theofan) [3]. Численные результаты, полученные для случаев А) и Б) (рис. 9 кривые H_F0 и H_V), хорошо совпадают с аналитической моделью [3], усовершенствованной в работе [4]. На распределение граничной теплоотдачи в плоском слое с высокой эффективной теплопроводностью не значительно влияет как аспектное соотношение, так и вариация ЭОТ металла в достаточно широком диапазоне. Это согласуется с полученными близкими результатами при замене потокового источника тепла на нижней границе на объёмный источник в металлическом слое.



4. Заключение

В работе проведена верификация кода HEFEST, применяемого в анализе сценариев тяжёлых аварий на АЭС, для моделирования теплопередачи при взаимодействии расплава активной зоны с корпусом реактора, бетоном шахты реактора, жертвенным материалом и корпусом устройства локализации расплава. Процессы теплопередачи в этих условиях упрощённо могут быть сведены к задачам, имеющим аналитическое решение, что позволяет использовать их в качестве средства верификации. В работе рассмотрены новые задачи, существенно расширяющие матрицу верификации, приведённую в [2]: двумерная стационарная теплопередача при объёмным тепловыделением в плоской эллиптической области с ортотропной теплопроводностью при изотермической границе, нестационарная теплопроводность в двухсоставном теле с неоднородным тепловыделением и тонкой прослойкой между ними, расчет эффекта фокусировки потока тепла с в металлическом слое с объёмным тепловыделением.

Проведённые расчёты продемонстрировали практически полное совпадение полученных численных результатов расчётным кодом HEFEST с аналитическими решениями, причём сеточное разбиение по мелкости соответствовало тому, что применяется в расчётах реалистических сценариев тяжёлых аварий. Это показывает высокую точность используемого в коде HEFEST метода конечных элементов и позволяет полагать ошибки численного метода малыми при проведении полномасштабной верификации кода. Полученное хорошее совпадение расчётов фокусировки потока тепла при различном задании источника (потоковое/объёмное) позволяет существенно упростить разрабатываемую в коде HEFEST новую модель расслоённого расплава, предназначенную для расчётов расплава в корпусе реактора. Многовариантные расчёты проводились в автоматическом режиме с использованием кода ВАРЯ [5].

Литература

1. Филиппов А.С., Дробышевский Н.И., Киселёв А.Е., Стрижов В.Ф., Фокин А.Л. СОКРАТ/HEFEST: модели взаимодействия расплава активной зоны ВВЭР с конструкциями реактора при тяжёлой аварии. Известия РАН, Энергетика, 3, 2010, стр.4-24
2. Н. А. Мосунова, С. А. Сапегин, А. С. Филиппов. Верификация моделей теплопередачи программного модуля HEFEST. Известия РАН, Энергетика, 3, 2010, стр. 64-82
3. Theofanous T.G., Liu C., Additon S. et al. In-Vessel Coolability and Retention of a Core Melt // Nuclear Eng. & Design. 1997. V. 169. к. 1.
4. Григорук Д.Г., Кондратенко П.С. Эффект фокусировки в теплоотдаче многокомпонентной жидкости с внутренними источниками тепла // ТВТ. 2001. Т. 39. № 1. С. 161.
5. E. V. Moiseenko, A. S. Filippov. A methodology for multivariate simulation with massively parallel computing systems for NPP safety assessment: VARIA code // Journal of Engineering Thermophysics – 2011-Volume 20, Number 3, pp. 249-259

Тестирование программного комплекса ПРОЛОГ на базе результатов расчетов параметров радиационной обстановки аттестованными программными средствами

Киселев А.А., Богатов С.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: aak@ibrae.ac.ru

1. Введение

В настоящее время в ИБРАЭ РАН разрабатывается новый инструмент для оперативной оценки радиационной обстановки при радиоактивных выбросах в атмосферу. В его основе лежит гауссова модель распространения загрязняющего вещества (ЗВ) в атмосфере [1], дополненная модулями, учитывающими специфику распространения примеси в различных условиях (учет орографии местности, расчет высоты подъема облака ЗВ, расчет аэродинамической тени, полидисперсность ЗВ и др.) [2].

В предыдущей работе был проведен сравнительный анализ модели ПРОЛОГ с другими моделями по оценке распространения загрязняющего вещества в атмосфере, а также с результатами европейских экспериментов, предназначенных для верификации моделей переноса [3]. В результате было получено, что модели переноса, заложенные в программный комплекс ПРОЛОГ, позволяют удовлетворительно описывать распространение загрязняющего вещества в атмосфере.

В настоящей работе проводится сравнительная оценка возможностей программного комплекса по прогнозу радиационной обстановки и расчету критериев для принятия контрмер при радиационных авариях на базе результатов расчетов радиационной обстановки для противоаварийных тренировок центрами технической поддержки (ЦТП) Кризисного центра концерна “Росэнергоатом” [4].

2. Описание программного комплекса «ПРОЛОГ»

Программный комплекс ПРОЛОГ предназначен для оперативного прогнозирования радиационной обстановки после кратковременных выбросов радиоактивных веществ в атмосферу. Обладая удобным графическим интерфейсом (заполнение исходных данных, просмотр результатов на современных геоинформационных подложках), программный комплекс ПРОЛОГ также обладает широким функционалом для оценок последствий радиационных аварий. Он позволяет проводить расчеты:

- проинтегрированной приземной концентрации
- плотности выпадений радиоактивных веществ
- доз внешнего облучения (от проходящего облака и выпадений)
- доз внутреннего облучения (от проходящего облака и вторичного пылеподъема)
- доз по пищевым цепочкам
- эффективности применения контрмер
- критериев, где применение контрмер необходимо согласно Российским или международным нормам.

Для проведения расчетов могут быть использованы модули, учитывающие специфику распространения загрязняющего вещества в различных условиях: модуль полидисперсности, модуль расчета высоты подъема облака (в зависимости от типа аварии), учет эффектов аэродинамической тени и учет орографии местности, учет цепочек радиоактивного распада первого порядка. Часть модулей была протестирована на реальной аварии [5], дав возможность воспроизвести картину радиационной обстановки, не прибегая к дополнительным предположениям о характере выброса.

Программный комплекс ПРОЛОГ построен по модульному принципу, причем в зависимости от функциональных возможностей ПК у пользователя имеется возможность использования параллельных версий расчетных модулей (реализованы версии расчетного модуля с технологиями OpenMP и OpenCL с одинарной и двойной точностью).

3. Результаты тестирования программного комплекса «ПРОЛОГ»

3.1. Противоаварийная тренировка на Ленинградской АЭС (19.03.03)

Моделирование результатов тренировки на Ленинградской АЭС 19.03.03 проводилось с использованием следующих данных о выбросе ^{131}I – 47 ПБк, ^{132}I – 58,3 ПБк, ^{133}I – 52,1 ПБк, ^{134}I – 0,265 ТБк, ^{135}I – 11,7 ПБк, ^{134}Cs – 2,6 ПБк, ^{137}Cs – 5,6 ПБк.

Метеорологические параметры брались следующими: класс устойчивости атмосферы по Пасквиллу – D, скорость ветра на высоте флюгера – 5,5 м/с, осадки отсутствуют, шероховатость подстилающей поверхности – 0,1 м. Эффективная высота подъема облака – 50 м.

Используя программный комплекс ПРОЛОГ, было получено распределение эффективной эквивалентной дозы вдоль оси следа по внешнему облучению. С учетом того, что экспертами НПО «Тайфун» определялась эффективная эквивалентная доза с учетом ингаляционного йода, такие же расчеты были проведены при помощи нашей модели. На рис. 1 представлены результаты сопоставления дозы внешнего облучения за 10 суток с моделями ИБРАЭ РАН, ГНЦ-ИБФ и ВНИИАЭС и полной дозы облучения за 10 суток с моделью НПО «Тайфун». Как видно из графиков, результаты расчета программным комплексом ПРОЛОГ удовлетворительно согласуются с результатами, полученными другими экспертами. В случае учета в программном комплексе ПРОЛОГ ингаляционной дозы результаты расчета хорошо согласуются с результатами, полученными экспертами НПО «Тайфун».

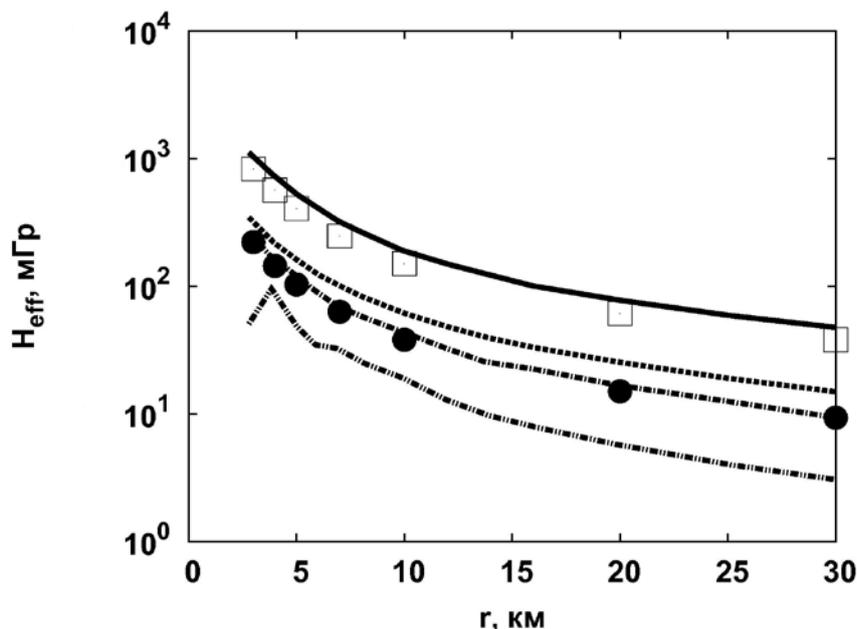


Рис. 1. Значения эффективной эквивалентной дозы, даваемые экспертами ЦТП ВНИИАЭС (---), ИБРАЭ РАН (----), ГНЦ-ИБФ (---), НПО «Тайфун» (—); (•) – результаты расчета эффективной дозы по внешнему облучению и (□) – с учетом ингаляции радионуклидов йода программным комплексом ПРОЛОГ

Также были проведены сравнительные расчеты критериев по применению контрмер (согласно НРБ-99). В таблице 1 представлены результаты сопоставления расстояний, на которых следует применять экстренные меры защиты (уровень Б таблицы 6.3 НРБ-99). Здесь программный комплекс ПРОЛОГ дает результаты, согласующиеся с результатами, полученными экспертами ИБРАЭ РАН.

Таблица 1. Расстояния, на которых следует применить экстренные меры защиты по уровню Б [НРБ] (в километрах)

Программные средства	Укрытие	Йодная профилактика		Эвакуация
		Дети	Взрослые	
ВНИИАЭС	100	45	11	11
НПО «Тайфун»	более 50	45	11	12
ИБРАЭ РАН	12	8	–	–
ГНЦ-ИБФ	более 50	50	13	14
ПРОЛОГ	15	26	2,5	5

3.2. Противоаварийная тренировка на Ленинградской АЭС (11.11.03)

Моделирование результатов тренировки на Ленинградской АЭС 11.11.03 проводилось с использованием следующих данных о выбросе ^{87}Kr – 1000 ТБк, ^{88}Kr – 1300 ТБк, ^{131}I – 1900 ТБк, ^{133}I – 3600 ТБк, ^{135}I – 3400 ТБк, ^{133}Xe – 5500 ТБк, ^{135}Xe – 1000 ТБк, ^{134}Cs – 6,5 ТБк, ^{137}Cs – 14 ТБк.

Метеорологические параметры брались следующими: класс устойчивости атмосферы по Пасквиллу – Е, скорость ветра на высоте флюгера – 3,0 м/с, осадки отсутствуют, шероховатость подстилающей поверхности – 0,1 м. Эффективная высота подъема облака – 150 м.

Программным комплексом ПРОЛОГ было получено распределение эффективной эквивалентной дозы вдоль оси следа. На рис. 2 представлены результаты сопоставления дозы внешнего облучения за 10 суток с моделями ИБРАЭ РАН, ГНЦ-ИБФ и ВНИИАЭС и НПО «Тайфун». Как видно из графиков, результаты расчета программным комплексом ПРОЛОГ удовлетворительно согласуются с результатами, предоставленными экспертами ГНЦ-ИБФ. Следует отметить, что в ближней зоне радиационного следа (2 км) существенную роль играет доза внешнего облучения от облака, учитываемая в программном комплексе ПРОЛОГ как суперпозиция дозы в приближении полубесконечного пространства и дозы в приближении линейного источника [6].

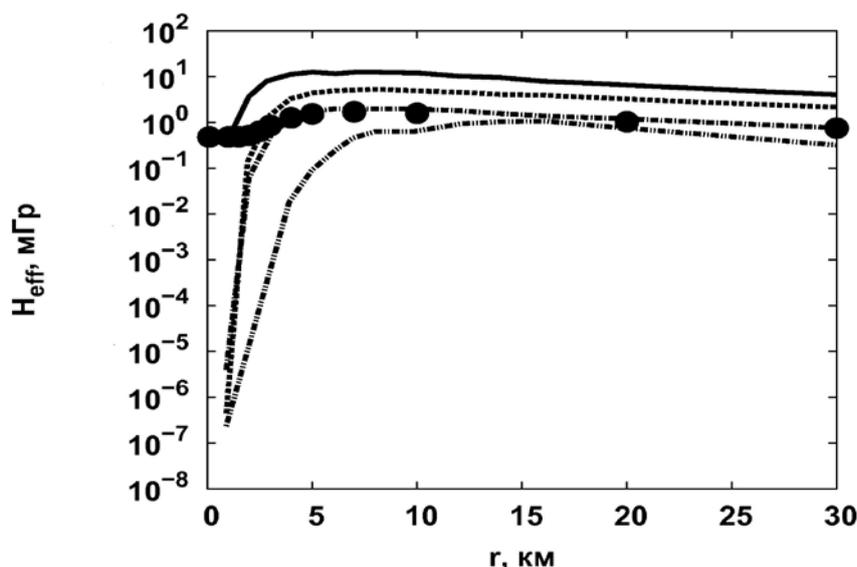


Рис. 2. Значения эффективной эквивалентной дозы, даваемые экспертами ЦТП ВНИИАЭС (---), ИБРАЭ РАН (----), ГНЦ-ИБФ (---), НПО «Тайфун» (—) и программным комплексом ПРОЛОГ (•)

Также были проведены расчеты рекомендаций по применению контрмер (согласно НРБ-99). В таблице 2 представлены результаты сопоставления расстояний, начиная с которых следует рассматривать возможность применения защитных мероприятий (уровень А таблицы 6.3 НРБ-99). Здесь программный комплекс ПРОЛОГ дает результаты, согласующиеся с результатами, полученными экспертами ИБРАЭ РАН, за исключением необходимости применения йодной профилактики для детей. В случае рекомендаций по применению йодной профилактики для детей модель ПРОЛОГ дает сопоставимые результаты с данными, полученными экспертами РНЦ КИ и ЛАЭС.

Таблица 2. Расстояния, начиная с которых следует рассматривать возможность применения защитных мероприятий (уровень А таблицы 6.3 НРБ-99), км.

Программные средства	Укрытие	Йодная профилактика		Эвакуация
		Дети	Взрослые	
ВНИИАЭС	77	39	–	–
НПО «Тайфун»	30	45	–	–
ИБРАЭ РАН	–	–	–	–
ГНЦ-ИБФ	115	50	–	–
РНЦ КИ	30	20	–	–
ЛАЭС	47	24	6	6
ПРОЛОГ	–	17	–	–

4. Заключение

В рамках тестирования программного комплекса ПРОЛОГ было проведено сравнение результатов оценки радиационной обстановки для двух учений на Ленинградской АЭС с результатами, полученными экспертами центров технической поддержки концерна «Росэнергоатом». В качестве основы для сопоставления использовалось сравнение по эффективной дозе внешнего облучения и рекомендациям по проведению контрмер (согласно НРБ-99).

В результате сравнения дозы внешнего облучения было получено, что результаты оценок программным комплексом ПРОЛОГ удовлетворительно согласуются с результатами, полученными другими экспертами для обоих учений, причем наилучшее согласие достигается с результатами ГНЦ-ИБФ, что объясняется использованием гауссовой модели в обоих случаях. В случае оценки рекомендаций по применению контрмер, в целом, модель ПРОЛОГ дает удовлетворительные результаты. Расхождения с остальными результатами возникают в связи с разными подходами к оценкам предотвращаемой дозы.

Литература

1. Методика расчета рассеяния загрязняющих веществ в атмосфере при аварийных выбросах. РД 52.18.717–2009. Обнинск, ООО «ПРИНТ-СЕРВИС», 2009.
2. С.А. Богатов, А.А. Киселев, А.М. Шведов “Методические подходы для оценок радиационной обстановки, ожидаемого облучения и эффективности контрмер при кратковременных выбросах радиоактивных веществ в атмосферу в модели ПРОЛОГ”: Препринт ИБРАЭ №ИБРАЭ-2011-02, 2011.
3. С.А. Богатов, А.А. Киселев “Разработка программного комплекса «ПРОЛОГ» и тестирование его расчетных модулей” Сборник трудов XIII научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН, 26-27 апреля 2012 г. - Москва : ИБРАЭ РАН, 2012. - 146 с.
4. Научно-технический отчет “Анализ результатов проведения противоаварийных тренировок экспертов по радиационной безопасности АЭС, Кризисного центра концерна “РОСЭНЕРГОАТОМ” и его центров технической поддержки”, Москва 2004.
5. С.А. Богатов, А.А. Киселев “Моделирование распространения радионуклидов при аварии в бухте Чажме с учетом полидисперсности и орографии местности”. Атомная энергия. – 2012. - № 112. С. 233-236.
6. Ионизирующие излучения, радиационная безопасность. Методические указания по расчету радиационной обстановки в окружающей среде и ожидаемого облучения населения при кратковременных выбросах радиоактивных веществ в атмосферу. Технический документ МПА-98. Минатом России, Москва – 1998.

Исследование процесса карбонизации раствора, моделирующего осветлённую фазу ёмкостей-хранилищ накопленных на ФГУП «ПО «Маяк» высокоактивных отходов

Козлов П.В.¹, Дементьева И.И.¹, Орлова В.А.¹, Павлова Н.М.²

Научный руководитель: к.т.н., начальник лаборатории ЦЗЛ ФГУП «ПО «Маяк» Ремизов М.Б.

¹Федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение «Маяк»

²Озёрский технологический институт НИЯУ МИФИ

тел. (35130) 2-64-67, эл.почта: cpl@po-mayak.ru

1. Введение

Разрабатываемая в настоящее время на ФГУП «ПО «Маяк» технология переработки накопленных высокоактивных растворов (ВАО) предполагает предварительную подготовку их к отверждению, направленную в конечном итоге на локализацию основной активности в минимальном количестве остеклованных радиоактивных отходов (РАО) и выведение проблемных (для остекловывания) компонентов на комплекс цементирования [1].

Данные отходы представляют собой пульпы сложного состава, содержащие оксигидраты алюминия, хрома, железа, никеля, а также сульфиды и ферроцианиды последних двух элементов. Часть сброшенных в емкости сульфидов в результате радиационно-химических процессов за время хранения перешли в форму сульфат-ионов. Радиохимический состав отходов также сложен, однако основную часть активности (более 99 %) обуславливает радионуклид ¹³⁷Cs (около 5·10¹⁰ Бк/л). В то же время, в отходах присутствуют и альфа-излучающие нуклиды, в том числе и делящиеся материалы. Значительная часть ВАО в емкостях-хранилищах была подвергнута обработке концентрированной щелочью с целью растворения алюминийсодержащих и ферроцианидных осадков и снижения таким образом их объема. В результате этого хранящиеся отходы представляют собой двухфазную систему - малорастворимый осадок и щелочную высокосолевую осветленную фазу.

В данной работе исследовали одну из основных стадий предварительной подготовки осветленной фазы – ее нейтрализацию. Она необходима как для последующего эффективного выведения сульфатов и хрома, критичных на стадии остекловывания, так и для удаления из растворов альфа-излучающих нуклидов, что обеспечит возможность цементирования нейтрализованного раствора после сорбционной доочистки от цезия на ферроцианидных сорбентах.

В настоящее время рассматривается два варианта нейтрализации щелочной осветленной фазы – введением концентрированной азотной кислоты и барботированием углекислого газа (карбонизацией). Результаты изучения кислотной нейтрализации были подробно изложены в [1].

Следует, однако, отметить, что у кислотной нейтрализации, помимо такого достоинства, как простота осуществления и аппаратного оформления процесса, существует ряд недостатков, а именно:

- увеличение объема нейтрализованного раствора примерно на 25 % относительно исходного;
- возможность переокисления осветленной фазы концентрированной азотной кислотой, что снизит;
- эффективность операции вплоть до полного растворения гидроксидного осадка. Указанные недостатки не наблюдаются при проведении процесса нейтрализации углекислым газом. При карбонизации степень окисления хрома остается неизменной, и он полностью остается в жидкой фазе в растворенном виде, в отличие от кислотной нейтрализации, при которой около половины хрома содержится в осадке в виде Cr(OH)₃ вследствие восстановительной реакции. По вышеупомянутым причинам можно опасаться чрезмерного содержания сульфат-ионов и хрома в осадках, поступающих на остекловывание. Кроме того, солесодержание нейтрализованного раствора ниже, чем при кислотной нейтрализации.

Известно, что при карбонизации щелочных растворов протекает процесс, сущность которого состоит в смещении реакции в сторону образования малодиссоциированного соединения – воды:

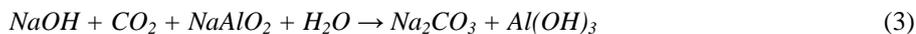


Растворенный алюминий в щелочном декантате находится в форме алюмината натрия. Ввиду гидролиза, растворы алюмината натрия устойчивы лишь при наличии достаточного количества щелочи.

Поэтому в алюминатных растворах уменьшение концентрации NaOH приводит к гидролитическому разрушению NaAlO_2 :



В целом, в процессе карбонизации, по мере снижения pH жидкой фазы, происходит постепенное замещение NaOH эквивалентными количествами $\text{Na}_2\text{CO}_3/\text{NaHCO}_3$ и уменьшение концентрации алюминия за счет образования алюминийсодержащих осадков:



В данной работе исследовано влияние параметров карбонизации осветленной фазы емкостей-хранилищ ВАО на свойства образующихся суспензий.

2. Экспериментальная часть

Эксперименты по нейтрализации проводили с раствором, моделирующим осветленную фазу емкостей-хранилищ ВАО усреднённого состава (таблица 1).

Таблица 1. Состав щелочного раствора, моделирующего осветленную фазу емкостей-хранилищ ВАО (в расчете на исходные химические реагенты)

Компонент	Al	Cr	Si	Na		NO_3^-		NO_2^-	SO_4^{2-}	Cl^-
				от солей	от NaOH*	от NaNO_3	от прочих солей			
Концентрация компонента в растворе, г/л	6,0	1,2	0,25	33,4	92	30	50	35,0	7,7	1,0
				125,4		80				

* расчетная равновесная концентрация NaOH в растворе соответствует 3,1 моль/л.

Барботирование углекислого газа осуществляли при температуре $(45 \pm 5)^\circ\text{C}$ через керамическое распределительное устройство, при постоянном перемешивании. Расход газа составлял 0,5 л/мин. Процесс карбонизации проводили в течение 1 часа до достижения $\text{pH} \approx 10$ и в течение 5 часов до $\text{pH} \approx 9$. По окончании нейтрализации в полученных пульпах наблюдали процесс седиментации в течение 15 суток при периодических измерениях доли осадка относительно общего объема нейтрализованного раствора и контроле pH. Через 15 суток из отстоявшейся жидкой фазы отбирали пробы для проведения химических анализов. Осадки после карбонизации исследовали методом рентгенофазового анализа (РФА).

Для проведения рентгенофазового анализа осадка декантат в отстоявшейся суспензии, полученной при карбонизации по способу 1, аккуратно удаляли. Осадок высушивали в сушильном шкафу при температуре 90°C . Часть осадка анализировали методом РФА. Оставшуюся часть осадка промывали 300 мл дистиллированной воды, отделяли нерастворенную часть на бумажном фильтре, высушивали и опять анализировали методом РФА. Приведенную процедуру промывки, сушки и анализа повторяли 3 раза.

Как показали результаты анализов, при нейтрализации в осадок практически полностью переходят алюминий и кремний. Растворимые компоненты, такие как нитраты, нитриты, хлориды, сульфаты, находясь, главным образом, в ассоциированной осадками жидкой фазе, распределяются в системе пропорционально соотношению объемов осветленной фазы и осадка.

Влияние флокулянтов на процессы седиментации осадков, полученных при карбонизации модельной щелочной осветленной фазы, изучали, вводя в нее растворы высокомолекулярных соединений до начала подачи углекислого газа, либо в момент образования осадков. Условия дозировки флокулянтов были выбраны на основании результатов работы [1]. В работе были использованы флокулянты четырех марок – полиакриламид (ПАА), дипроксамин (ДПА), лапрол и АКФК. Флокулянты использовали в виде растворов следующих концентраций: ПАА 0,1%; ДПА 2%; лапрол 1%; АКФК 2%. Для полиакриламида, кроме того, было определено влияние дозировки на седиментационные свойства осадка. Условия проведения экспериментов представлены в таблице 2.

Таблица 2. Условия проведения карбонизации

Флокулянт	Концентрация, мг/л	Последовательность введения	Продолжительность карбонизации, ч
Холостой раствор	-	-	1; 5
ПАА	1	До начала подачи углекислого газа	1
ПАА	0,1; 1; 5; 10		5
ДПА	1000	В момент начала образования осадка	1; 5
Лапрол	1		1; 5
АКФК	20		5

В таблице 3 представлено сравнение объемов осадков, полученных при карбонизации в течение 1 и 5 часов. Как видно из представленных данных, продление карбонизации с 1 до 5 часов приводит к увеличению объемов осадков за счет образования NaHCO_3 . Только для ДПА отмечено снижение данного показателя на 7%.

Таблица 3. Сравнение результатов карбонизации в течение 1 и 5 часов

Карбонизация 1 час		Карбонизация 5 часов	
Флокулянт, концентрация, мг/л	Доля осадка через 15 суток, %	Флокулянт, концентрация, мг/л	Доля осадка через 15 суток, %
Холостой раствор	76	Холостой раствор	87
ПАА 1 мг/л	86	ПАА 1 мг/л	92
ДПА 1000 мг/л	86	ДПА 1000 мг/л	79
Лапрол 1 мг/л	79	Лапрол 1 мг/л	91
АКФК 20 мг/л	88	АКФК 20 мг/л	98

Влияние дозировки флокулянтов на процесс седиментации осадков после карбонизации рассматривали на примере ПАА. В ходе эксперимента было установлено, что в пределах погрешности опыта на наблюдается какого-либо влияния концентраций ПАА на изменение объемной доли осадка. Можно предположить в первом приближении, что и для остальных флокулянтов будет наблюдаться аналогичная ситуация.

На рисунке 1 представлены рентгенограммы последовательно отмывшегося осадка, образовавшегося в результате карбонизации модельного раствора.

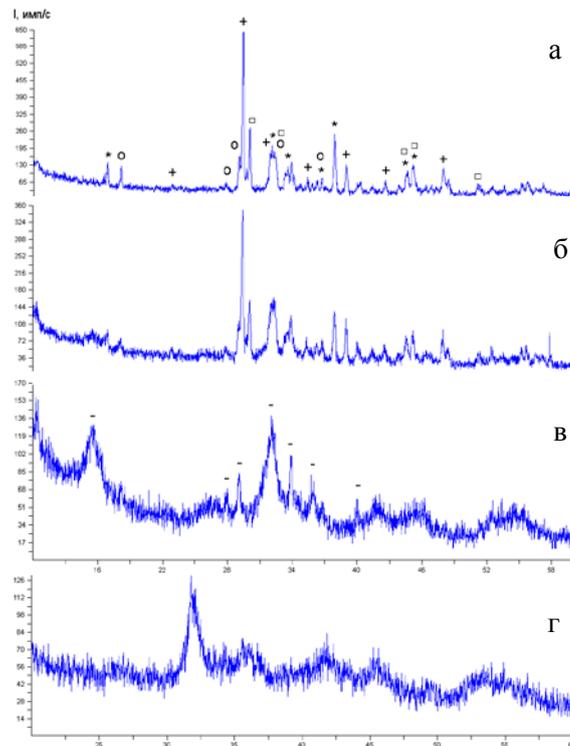


Рис. 1. Дифрактограммы осадков от карбонизации модельного раствора

- + PDF 36-1474 NaNO_3 , структурный тип минерала нитратина, гексагональная сингония, пр.гр. R3c
- o PDF 11-0643 $\text{Na}_3\text{H}(\text{CO}_3)_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$, структурный тип минерала трона, моноклинная сингония, пр.гр. I2/a
- * PDF 08-0037 $\text{Na}_2\text{CO}_3 \cdot \text{H}_2\text{O}$, орторомбическая сингония, пр.гр. Pnma
- PDF 03-0628 NaNO_2 , орторомбическая сингония, пр.гр. Immm
- PDF 34-0550 $\text{Na}_2\text{Al}_2\text{O}_2(\text{CO}_3)_2 \cdot 2.86\text{H}_2\text{O}$, структура не определена

Следует отметить, что если в изначально полученном осадке вследствие высокого солевого фона жидкой фазы анализ показал наличие NaNO_3 , NaNO_2 , $\text{Na}_3\text{H}(\text{CO}_3)_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ и $\text{Na}_2\text{CO}_3 \cdot \text{H}_2\text{O}$ (рис.1а и рис.1б), то полностью отмытый осадок представлял собой соединение $\text{Na}_2\text{Al}_2\text{O}_2(\text{CO}_3)_2 \cdot 2.86\text{H}_2\text{O}$ (рис.1в и рис.1г), которое по брутто-формуле близко к гидрокарбонату натрия-алюминия $\text{NaAlCO}_3(\text{OH})_2$, образующемуся в соответствии с реакцией (4). Полученные результаты убедительно демонстрируют факт фиксации натрия в твердой фазе осадка по большей части в форме относительно растворимых карбоната и гидрокарбоната, удаляемых в ходе промывки, а также в труднорастворимой форме смешанного гидрокарбоната натрия-алюминия.

3. Заключение

В результате экспериментов, проведенных на имитаторах осветленной фазы емкостей-хранилищ ВАО, установлено влияние параметров процесса нейтрализации на полноту перехода гидролизующихся компонентов раствора в твердую фазу, скорость и степень седиментации образующихся осадков. Среди изученных параметров следует отметить такие, как полнота нейтрализации, введение флокулянтов различных типов (ПАА, ДПА, лапрол, АКФК) с различной дозировкой.

Установлено, что при нейтрализации до $\text{pH} \approx 10$ наибольшая степень седиментации суспензий наблюдается в отсутствие флокулянтов – через 15 суток выдержки доля осадка составила 76 % от общего объема нейтрализованного раствора. При более глубокой нейтрализации (до $\text{pH} \approx 9$) наилучшие результаты достигнуты для суспензии, содержащей 1 г/л ДПА – доля осадка составила 79 %. Однако в целом следует признать, что существенного влияния на процесс седиментации изученные флокулянты не оказывают. Вследствие большого объема осадка при карбонизации нельзя говорить о таком методе разделения на твердую и жидкую фазу, как декантация. В данном случае выделение и сгущение твердой фазы, по всей видимости, надо проводить фильтративными методами.

Изучено перераспределение компонентов раствора между твердой и жидкой фазой в процессе карбонизации. Установлено, что алюминий и кремний переходят в твердую фазу практически полностью. При этом в осадке фиксируется значительная часть ионов натрия и карбоната вследствие образования гидрокарбоната натрия-алюминия, карбоната и гидрокарбоната натрия. В то же время, вследствие значительного объема осадка в системе, водорастворимые компоненты нейтрализованной осветленной фазы емкостей-хранилищ находятся по большей части (до 80-90 % от исходного содержания) в ассоциированной осадками жидкой фазе. Концентрация карбонат- и гидрокарбонат-ионов в жидкой фазе составляет по 22-24 г/л, общее солесодержание не превышает 250 г/л, что в 1,4 раза меньше, чем при кислотной нейтрализации.

Следует отметить, что полученные результаты зависят от химического состава щелочной осветленной фазы и при его варьировании (что неизбежно при переходе от одной емкости к другой) будут в некоторой степени корректироваться.

Рассмотренный способ нейтрализации осветленной фазы целесообразен для емкостей-хранилищ ВАО, содержащих относительно небольшое количество свободной щелочи, а также в случае высокого содержания хрома в растворе (во избежание его попадания в печь остекловывания с гидроксидными осадками).

Литература

1. П.В. Козлов, М.Б. Ремизов, И.И. Дементьева, Н.М. Павлова / Влияние параметров нейтрализации осветленной фазы емкостей-хранилищ накопленных ВАО на свойства образующихся суспензий. Часть 1. Кислотная нейтрализация / Вопросы радиационной безопасности, 2012 г., № 1, стр. 61-72.

Отработка технологии связанных расчетов с применением кода MCU, базирующегося на методах Монте-Карло

Колташев Д.А., аспирант 2 года ИБРАЭ РАН

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

Введение

Основная задача состоит в отработке технологий связанных расчетов типа нейтроника–теплогидравлика–термодинамика. На первом этапе анализируются ячеечные расчеты реакторов типа ВВЭР при использовании нейтронно-физических кодов, базирующихся на методах Монте-Карло. В настоящее время решением подобных проблем занимаются во многих ведущих лабораториях Европы и США. Технологии связанных расчетов используются при создании кодов “с нуля” или при обеспечении согласованных расчетов на основе уже существующих и активно используемых кодов нейтроники, теплогидравлики и термомеханики. Моделирование связанных расчетов с использованием таких кодов позволяет улучшить качество прогнозирования задач ядерной безопасности, повысить эффективность расчетов разрабатываемых систем ядерной энергетики и др. Связность кодов обеспечивается с помощью обратных связей, устанавливающих температурную и плотностную зависимость сечений ядерных реакций, энерговыделения и др.

Первый этап работы посвящен освоению технологии нейтронно-физических расчетов с помощью методов Монте-Карло. Для отработки технологий используется код MCU, разработанный в России (НИЦ КИ) и широко используемый для решения различных задач ВВЭР. Модельные расчеты осуществляются с помощью версии MCUFREE_121212, включающей библиотеки ядерных данных, для реактора ВВЭР.

При решении проблемы “связных кодов” с использованием нейтронно-физических кодов, базирующихся на методах Монте-Карло, одной из базовых задач является определение параметров расчета, обеспечивающих устойчивость значений нейтронно-физических характеристик, используемых для “связки” нейтронного кода и теплогидравлического, термомеханического кодов. Это требует исследования влияния статистических, температурных и геометрических параметров на результаты нейтронно-физических расчетов.

Постановка задачи

Для ячеечных расчетов ТВС и твэла реактора ВВЭР-1000 рассматривается влияние статистических, температурных и параметров зон регистрации на базовые нейтронно-физические характеристики.

Статистические параметры включают: количество нейтронов в одном поколении (N_n), количество поколений в серии ($N_{пок}$) и число серий ($N_{сер}$). Суммарная статистика вычисляется:

$$NPS = N_n * N_{пок} * N_{сер}$$

В рамках ячеечных расчетов рассматривается симметричная модель твэла и ТВС реактора ВВЭР-1000. Определение геометрических параметров зон регистрации требует специального анализа. При проведении связанных расчетов нейтроника–теплогидравлика высота зоны регистрации (h) является важным параметром. Для отработки связей была выбрана характерная высота зоны регистрации от $h=5$ до $h=50$ см. При изучении влияния высоты зон регистрации, рассматриваются значения потоков нейтронов в симметричных областях.

Поскольку значения нейтронно-физических характеристик находятся в сильной зависимости от температуры, для симметричной модели рассматривается влияние температуры топлива и теплоносителя на значение K_{∞} и потоков нейтронов. Важной особенностью MCUFREE является возможность задания температуры топлива с точностью до градуса. Для теплоносителя (воды) MCUFREE включает библиотеки ядерных данных при температурах 300, 350, 400 К и температурах рабочего диапазона 533, 555, 579, 600 К.

Результаты расчетов

Анализируются результаты ячеечных расчетов для твэла и ТВС реактора ВВЭР-1000. На приведенных далее рисунках статистика представлена в виде: $N_n * N_{ср}$, число $N_{пок}$ постоянно для всех расчетов и равно 3.

На Рис. 1 представлены значения потоков нейтронов в симметричных областях твэла (1) и (2) высотой $h=10$ см в зависимости от статистических параметров N_n и $N_{ср}$.

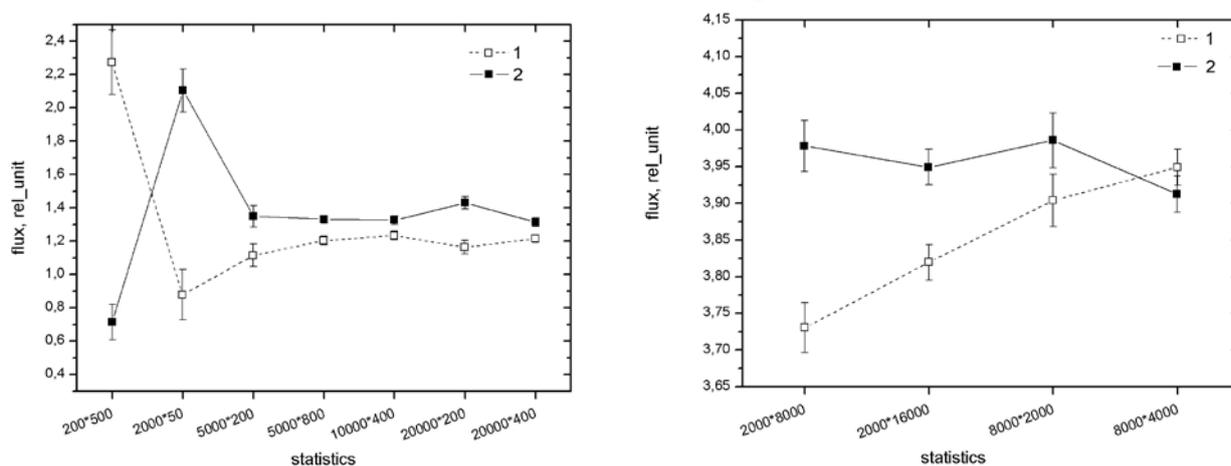


Рис. 1. Значения потоков нейтронов в симметричных областях твэла.

При увеличении статистики, результаты становятся более симметричными, при статистике $8000*4000$ в симметричных областях значения нейтронных потоков становятся равны с учетом погрешности 2σ .

Для ячейчных расчетов анализируется чувствительность интегрального параметра K_{∞} к изменению температуры топлива и теплоносителя. В качестве расчетной модели используется бесконечная решетка ТВС реактора ВВЭР-1000. Статистика расчета $16000*1000$.

На Рис. 2 приведены значения K_{∞} , округленные до 3-х (а) и 4-х (б) знаков после запятой при заданной температуре топлива и различных температурах теплоносителя. Значение K_{∞} , округленное до 4-х знаков приводится, также при статистике $8000*2000$ (1).

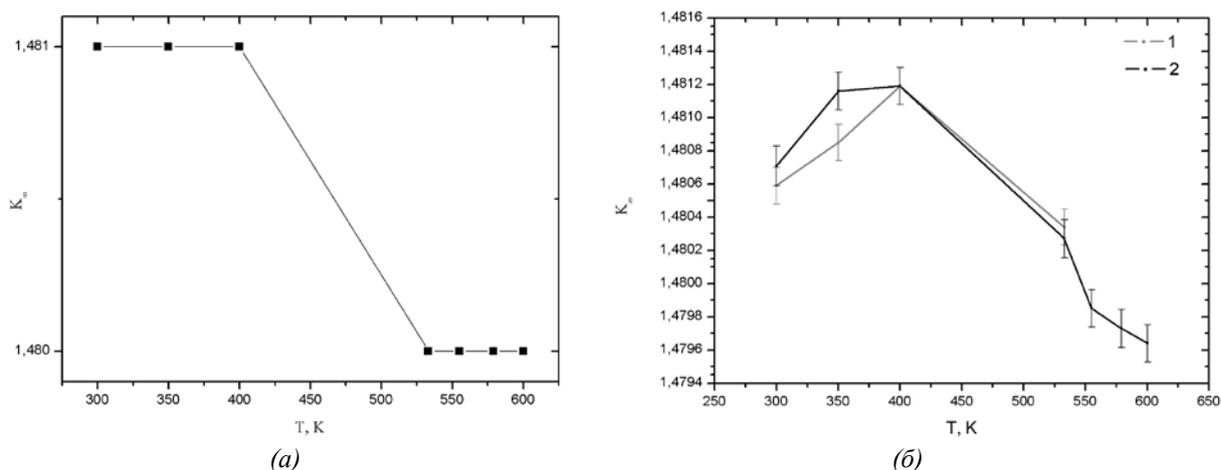


Рис. 2. Значение K_{∞} в решетке ТВС при температуре топлива 300K и различных температурах теплоносителя.

Значение K_{∞} округленное до 3-х знаков, оказывается не чувствительным к изменению температуры.

На Рис. 3 представлены значения K_{∞} при изменении температуры топлива и воды. Температура воды принимает значения 533, 555, 579 К (представленные библиотеки ядерных данных в MCUFREE). Графики приведены для температуры топлива 305К (1) и 325К (2).

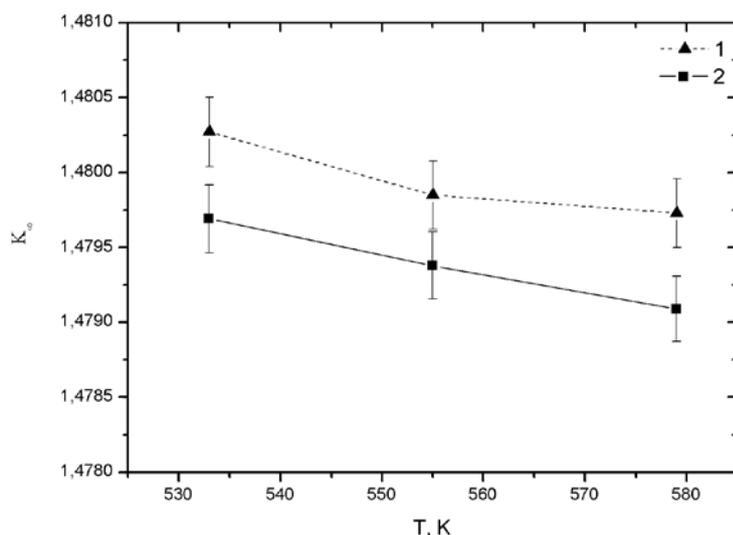


Рис. 3. Значение K_{∞} в решетке ТВС при различной температуре воды.

Тенденция изменения значения K_{∞} четко прослеживается – K_{∞} понижается как при росте температуры воды, так и при росте температуры топлива.

Рассчитываемое энерговыделение требует рассмотрения чувствительности потоков нейтронов к изменению температуры. На Рис. 4 представлены значения нейтронных потоков в зонах регистрации высотой $h=10$ и $h=30$ см в зависимости от температуры воды и топлива 305К (1) и 325К (2).

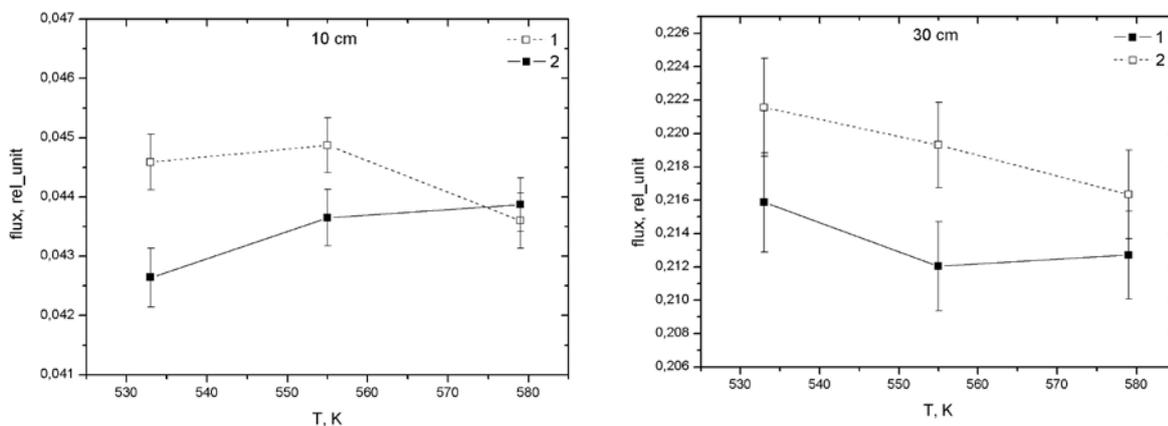


Рис. 4. Значение потоков нейтронов в решетке ТВС при температуре топлива 305, 325К и различной температуре воды.

Тенденция изменения потоков нейтронов в пределах одной температуры топлива видна уже не так явно, однако, общая картина прослеживается – при увеличении температуры топлива потоки возрастают, а при повышении температуры воды - уменьшаются. Данный эффект наблюдается, как в зоне регистрации высотой 10 см, так и в области высотой 30 см.

Для уверенности в корректности расчетов полученные результаты в MCUFREE сравниваются с результатами стандартного кода MCNP5.

Сравнение результатов MCUFREE с MCNP5

Для сравнения используются модели стандартных ТВС ВВЭР-1000 с твэгами и без твэгов. Расчеты выполнены при температуре 300 и 600К (топливо/теплоноситель/конструкционные материалы) и 900 (топливо), 600К (теплоноситель/конструкционные материалы). В Таблице 1 приведены значения K_{∞} для статистики порядка 10 млн. историй.

Таблица 1. Значения K_{∞} в кодах MCUFREE и MCNP5

Температура, К			Тип ТВС	K_{∞}^{MCU}	K_{∞}^{MCNP}	$\left \frac{K_{\infty}^{MCNP} - K_{\infty}^{MCU}}{K_{\infty}^{MCNP}} \right , \%$
UO ₂	H ₂ O	Конструкц материалы				
300			ТВС	1,44935±0,00014	1,45146±0,00018	0,15
600			ТВС	1,38649±0,00033	1,38753±0,00035	0,07
900	600	600	ТВС	1,37553±0,00034	1,37689±0,00032	0,10
300			ТВС с твэгом	1,39283±0,00014	1,39442±0,00018	0,11
600			ТВС с твэгом	1,32429±0,00015	1,32535±0,00018	0,08
900	600	600	ТВС с твэгом	1,31326±0,00035	1,31449±0,00033	0,09

Значения K_{∞} в MCUFREE для всех вариантов расчета оказываются меньше соответствующих значений в MCNP5. Средние значения K_{∞} отличаются на величину до 0,15%, и 0,1% с учетом погрешности 2σ .

Выводы

Выполнены вычислительные исследования по отработке технологии нейтронно-физических расчетов с помощью MCUFREE для ячеечных расчетов реактора ВВЭР-1000. Проведены тестовые теплогидравлические расчеты с использованием программного комплекса HYDRA, разработанного в ИБРАЭ РАН. Далее планируется выполнение связанных расчетов с использованием кодов MCUFREE и HYDRA.

Анализ экономической эффективности взаимодействия науки, бизнеса, производства и государства на примере технологических платформ

Копылова Е.В., студент 6 курса МФТИ

Научный руководитель: д.ф.-м.н., проф., заместитель директора ИБРАЭ РАН Пономарев В.Н.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

эл. почта: elena.vladimirovna.89@gmail.com

1. Введение

С целью технологической модернизации экономики России в начале 2010 года Правительство РФ инициировало создание технологических платформ (ТП), которые являются аналогами технологических платформ, функционирующих в Евросоюзе. ТП позиционируются как коммуникационный инструмент, направленный на улучшение условий для распространения в экономике передовых технологий. Иными словами, перед ТП ставятся такие задачи, как обеспечение ускоренного роста высокотехнологичных секторов экономики, повышение конкурентоспособности сектора исследований и разработок, а также повышение добавочной стоимости экспорта.

Уже с самого начала формирования технологических платформ в России делался акцент на эффективность их функционирования. Методологические проблемы, связанные с оценением эффективности работы ТП, стали мотивацией для этой работы.

В ходе исследования были получены результаты, из которых следует, что экономика России действительно нуждается в технологической модернизации, в том числе в создании инструментов, повышающих эффективность взаимодействия государства, науки и частного сектора экономики, а также конечного потребителя технологии. При этом ТП в рамках заявленной концепции потенциально способны решить ряд серьезных экономических проблем. Также при анализе структуры ресурсов участников двух ТП, построенных на смежных технологических рынках (ТП КБПЭ (ТП Комплексной Безопасности Промышленности и Энергетики) и ТП ИЭС (ТП «Интеллектуальная энергетическая система России»)), было замечено зеркальное отражение между группами участников производители и потребители технологий, а также ресурсами обеих ТП, что объясняется текущей вертикальной интегрированностью технологических рынков России. При построении теоретической модели были предложены измеримые показатели эффективности деятельности ТП. Модель взаимодействия участников ТП была реализована как случайное блуждание на двудольном взвешенном графе. При этом еще на этапе построения теоретической модели стало понятно, что основное влияние на эффективность функционирования ТП оказывают доли ресурсов потребителей технологий и государства. На данный момент исследование находится на стадии компьютерного моделирования с использованием языка Python. Среди ожидаемых результатов компьютерного моделирования, которые подкрепляются предварительными оценками, – подтверждение гипотезы о том, что ТП КБЭ, координатором которой выступает ИБРАЭ РАН совместно с НИЦ Курчатовский институт, обладает потенциальными возможностями эффективно выполнять функции, возложенные на ТП. Также в рамках исследования рассматривается вопрос долевого участия государства в инвестировании инновационных проектов.

2. Актуальность темы

Результатом выхода России из кризиса стало усиление тренда в сторону повышения инвестиционной привлекательности сырьевого сектора по сравнению с сектором исследований и разработок, а также производственными секторами. Сложившаяся ситуация способствовала уменьшению добавленной стоимости экспорта, что ставило под угрозу будущее благополучие нашей страны.

Описанную выше проблему можно рассматривать как сигнал о необходимости перехода экономики на следующий этап развития инноваций, так как текущий этап способствовал усугублению проблемы. Рассмотрим характерные особенности данного этапа развития экономики России, оказывавшие негативное влияние на развитие науки и производства в стране.

Возникновению проблем, связанных с государственным планированием инновационного развития, способствовала неразвитость инструментов определения приоритетов научно-технологического

развития. А именно, главным их минусом было неэффективное взаимодействие между «основными игроками» и, как следствие, неспособность систематически влиять на принятие ими решений. Также, низкая инновационная восприимчивость бизнеса не позволяла строить долгосрочное планирование. Эти и другие факторы порождали экономические и нормативные барьеры в развитии инноваций и преобладание коротких инвестиций.

Наблюдалось дублирование НИОКР, поддерживаемых государством, и слабое распространение полученных результатов. При этом возникали перекосы в финансировании различных частей сектора исследований и разработок, что породило развитие лишь выделенных областей науки. Также в результате подобной экономической политики пострадала организационная составляющая сектора.

Обобщая перечисленные выше проблемы данного этапа развития экономики России, можно сказать, что отсутствие коммуникационных инструментов для реализации взаимодействия государства, науки, частного сектора экономики и конечного потребителя технологии, а также отсутствие методик оценки эффективности их взаимодействия, было главным негативным фактором, препятствующим выводу экономики из сырьевой воронки.

Этот факт делает особенно актуальной необходимость разработки методологических основ и внедрения коммуникационных инструментов и методов, которые могли бы помочь государству стимулировать развитие технологий в России.

Опираясь на позитивный опыт нашей страны в заимствовании модернизационных решений стран Евросоюза, Правительство РФ в начале 2010 года инициировало так называемые технологические платформы (ТП), идейно основанные на европейских ТП. Перечень технологических платформ России был утвержден 1 апреля 2011 года Министерством экономического развития РФ.

3. Постановка задачи

В рамках исследования эффективных моделей взаимодействия участников технологических цепочек (на примере ТП) были решены следующие задачи:

1. Анализ потенциальных ресурсов и выявление структуры участников ТП.
2. Описание и построение теоретической модели взаимодействия участников ТП.
3. Моделирование взаимодействия участников ТП и расчет экономической эффективности.

В качестве объекта исследования были выбраны ТП КБПЭ (ТП Комплексной Безопасности Промышленности и Энергетики) и ТП ИЭС (ТП «Интеллектуальная энергетическая система России»).

Сегодня энергетический сектор экономики обеспечивает жизнедеятельность всех отраслей народного хозяйства страны, способствует консолидации субъектов РФ и во многом определяет формирование основных финансово-экономических показателей страны. Комплексная безопасность энергетики затрагивает широкий круг взаимосвязанных проблем, касающихся производственной базы энергетики и энергоснабжения потребителей. Решением данной совокупности проблем безопасности энергетики выступает Технологическая платформа «Комплексная безопасность энергетики». Организацией –координатором выступил ИБРАЭ РАН. ТП КБПЭ является концентрация интеллектуальных, финансовых и административных ресурсов для обеспечения безопасности процессов производства, транспортировки, распределения и потребления энергетических ресурсов, развития систем управления рисками субъектов энергетики и энергопотребителей путем комплексного применения нового поколения высокоэффективных средств. Функционирование платформы будет осуществляться на основе следующих принципов:

- взаимоотношения участников платформы осуществляются на базе рыночных механизмов;
- организация платформы обеспечивает в том числе управление деятельностью с целью повышения экономической эффективности и расширения рынков сбыта продукции, работ и услуг платформы;
- объединение организаций в платформу осуществляется с целью создания качественно новой научно-производственной кооперации и, как следствие, достижения доминирующих позиций в мировой экономике по технологическим направлениям платформы.

Международная конкуренция в сфере обеспечения энергоэффективности экономики в последний период во многом перешла в сферу формирования интеллектуальных энергосетей. Объем финансовых вложений в развитие «интеллектуальных» сетей в 2009-2013 гг. в отдельных регионах мира достигает

несколько десятков миллиардов долларов. В этих условиях Президент и Правительство РФ поставили министерствам, ведомствам и также энергетическим корпорациям нашей страны задачу по разработке и реализации проектов по переходу электроэнергетики России на «интеллектуальные» сети. ТП ИЭС была образована в 2010 г. при поддержке ОАО «ФСК ЕЭС» и ФГУ «Российское энергетическое агентство». Координатором ТП ИЭС является Министерство энергетики РФ. Основная цель этой ТП - содействие внедрению в российской электроэнергетике интеллектуальных технологий и формирование «умной» энергосети.

4. Исследование и построение решения задачи

4.1. Определение понятия «потенциальные ресурсы участников ТП»

Потенциальные ресурсы участника ТП влияют на характер деятельности данной организации в структуре ТП. Иными словами, эти ресурсы определяют инвестиционный потенциал (долгосрочные финансовые вложения) и инвестиционную привлекательность (нематериальные активы, основные средства). В качестве потенциальных ресурсов участников ТП в рамках данной работы выбраны внеоборотные активы (ВА) соответствующих организаций, поскольку ВА являются частью имущества предприятия, которая функционирует длительное время (более года) в неизменной натуральной форме. ВА включают в себя:

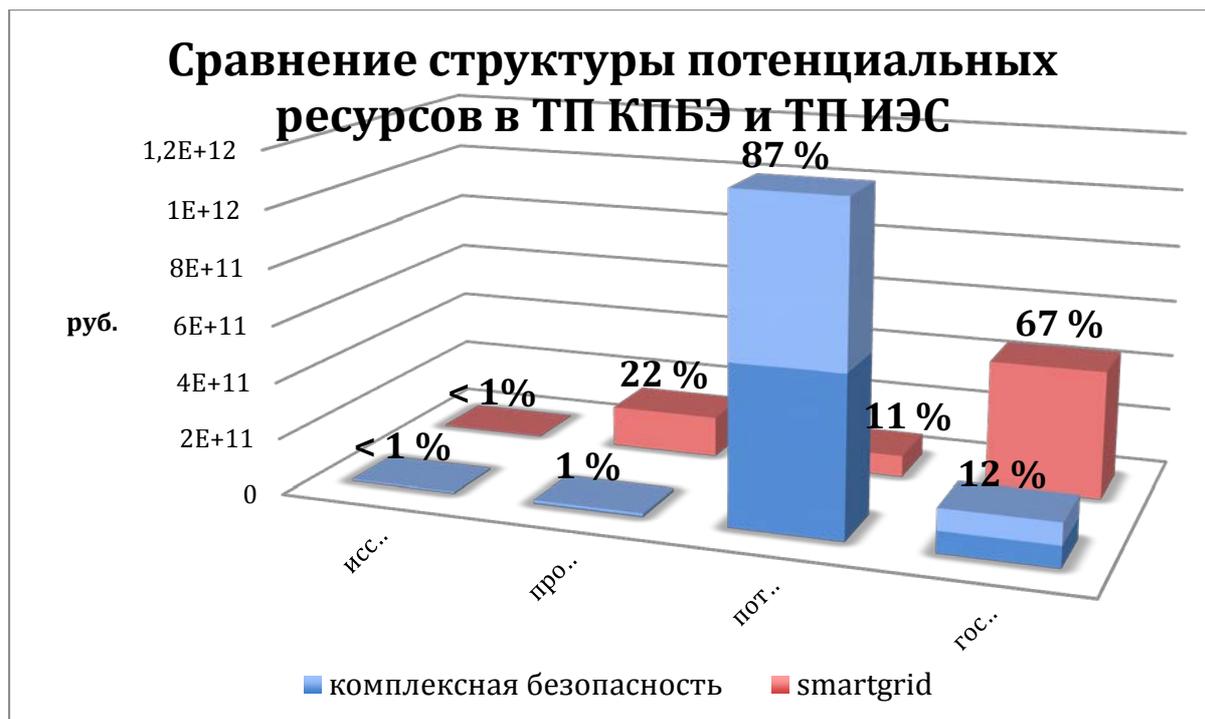
- Нематериальные активы (долгосрочные вложения, которые не обладают материальной структурой, но используются в хозяйственной деятельности и приносят доход: объекты интеллектуальной собственности, патенты, организационные расходы, деловая репутация).
- Основные ср-ва (часть средств труда, используемая длительное время и не меняющая в течение срока использования материальную форму и внешний вид. Например, здания, рабочие машины, некоторые виды оборудования и инструментов).
- Долгосрочные финансовые вложения (отвлечение средств на срок более года, целью которого является получение прибыли в долгосрочном масштабе : инвестиции в ценные бумаги, вложения в уставные капиталы других организаций, долгосрочные займы другим организациям).

ВА отражают именно те ресурсы участников ТП, которые организация может привлечь для достижения общих целей, и, таким образом, ВА подходят по смыслу в качестве потенциальных ресурсов участников ТП.

4.2. Оценка и сравнительный анализ потенциальных ресурсов участников ТП КБПЭ и ТП ИЭС

Для анализа структуры ресурсов с целью дальнейшей классификации структуры ТП была изучена финансовая отчетность потенциальных участников ТП. Заметим, что с целью поддержания консистентности данных использовался единый источник информации: Biz-Agent. Покрываемое исследованных организаций составляет около 75%. Так как для данной классификации точность имеет больший приоритет чем полнота, 75% квантиль достаточен для репрезентативности выборки.

Потенциальные ресурсы оценивались как ВА активы для всех групп участников ТП. Особенностью групп участников ТП КБПЭ является то, что крупные государственные корпорации и компании с государственным участием отнесены к группе «потребители». К группе государство относятся министерства и ведомства, курирующие федеральные целевые программы и государственные программы, относящиеся с области деятельности ТП. Данная классификация отражается в распределении потенциальных ресурсов групп участников ТП. Особенностью групп участников ТП ИЭС является то, что крупные государственные корпорации и компании с государственным участием в энергетическом секторе (организации-преемственники РАО ЕЭС) одновременно с различными ресурсами относятся к группам участников ТП «потребители» и «государство». Таким образом, для разделения ресурсов к группе «потребители» вместо ВА отнесена чистая прибыль данных организаций. Данная классификация отражается в распределении потенциальных ресурсов групп участников ТП.



4.3. Описание и построение теоретической модели взаимодействия участников ТП

Для моделирования взаимодействия участников ТП будет применена графовая модель.

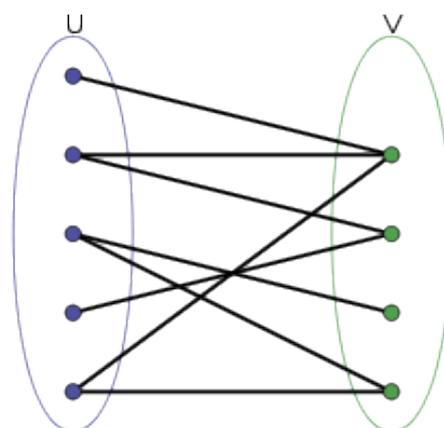
Взаимодействие участников ТП – это обмен благами. При этом отметим, что блага могут быть как материальными, так и нематериальными (например, знания). Каждой группе участников соответствует узел графа. Ребро – это бинарное отношение между узлами, а его вес – характеристика обмена благами. Поэтому естественно предположить, что узел в данной модели можно рассматривать как точку с весом, который есть ресурс участника.

Заметим, что источниками финансирования инновация на технологических предприятиях постсоветского пространства являются: собственные средства, бюджетное финансирование, средства внешнего собственника, средства предприятий-потребителей технологии и банковские кредиты. Таким образом, будем считать, что инвестиции в инновационный проект складываются из инвестиций государства, производителя и потребителя технологии пропорционально их потенциальным ресурсам с заданным постоянным коэффициентом. Доход от инвестиций пропорционален вложениям и потенциальным ресурсам организаций науки (исследования) и производителя нового продукта (услуги).

Итак, ТП будем моделировать как двудольный взвешенный граф. Первая доля графа (U) содержит узлы, которые не только участвуют в обмене благами, но и могут производить дополнительные блага (точнее добавочную стоимость). К таким узлам относятся узлы, соответствующие организациям Науки и Производителям. Пусть X – стоимость инновационного проекта. Тогда за период времени $t_2 - t_1 = t$ i-ая организация из первой доли графа может произвести добавочную стоимость, равную

$$Y = (a * A_i)^{\alpha} e^X$$

с вероятностью P1. Здесь A_i – ВА i-ой организации, а – коэффициент вовлеченности активов в инновационный процесс, α – эластичность выпуска по затратам на инновации. С вероятностью $(1 - P1)$ i-ая организация не сможет осуществить



данные работы, и заказ перейдет на $i+1$ организацию, добавочная стоимость для которой рассчитывается уже соответственно ее активам.

Вторая доля графа (V) – это узлы, которые не могут производить добавленную стоимость, но участвуют в обмене благами, пропорционально своим потенциальным ресурсам. К таким узлам относятся узлы, соответствующие Государству и Потребителям технологий. Пусть k – коэффициент пропорциональности. Тогда инвестиции есть сумма долей потенциальных ресурсов государства и организаций–потребителей:

$$I = k_{gov} \cdot A_{gov} + k_{con} \cdot A_{con}$$

При этом обратный поток благ (прибыль) есть добавочная стоимость для организаций потребителей и налог на производство для государства. Однако, следует помнить, что государство также получает выгоду в виде роста ВВП за счет увеличения добавленной стоимости экспорта.

Таким, образом получается модель случайного блуждания на двудольном графе с вероятностью простоя $P1$ и начальным условием :

$$X \leq I = k_{gov} \cdot A_{gov} + k_{con} \cdot A_{con}$$

На данном этапе моделирования исследуется экономический смысл коэффициентов a и k .

В качестве показателей эффективности предлагается использовать классические для СВА параметры, такие как:

- Инновационный барьер (число шагов по времени в модели случайного блуждания на двудольном графе, необходимых для выхода на точку окупаемости проекта).
- Эластичность по затратам на инновации (показывает на сколько процентов увеличивается стоимость продукта (услуги) при увеличении затрат на 1%):

$$\alpha = \frac{dY}{dX} \frac{X}{Y}$$

Данные показатели эффективности соответствуют целям ТП, о которых говорилось в разделе «Описание ТП в России». А именно, снижение инновационного барьера является необходимым условием для обеспечения и улучшения распространения новых технологий, а также повышения вероятности окупаемости инвестиций. Эластичность по затратам на инновации есть инновационная привлекательность технологии. Следовательно, ее рост повышает вероятность притока частных инвестиций в технологический сектор, а также является стимулом для государства финансировать развитие технологий, получая основные выгоды в виде роста добавочной стоимости экспорта. Ожидается, что для ТП КБПЭ эластичность по затратам будет выше, чем для ТП ИЭС, что объясняется структурой ВА для групп участников обеих ТП. При этом инновационный барьер согласно предварительным оценкам должен быть одинаковым для обеих платформ, в силу того, что он зависит от суммы ВА групп потребителей технологий и государства.

Разработка расчетно-мониторингового комплекса для прогноза состояния Теченского каскада водоемов ФГУП «ПО «Маяк»

Крючков Д.В., Мезенцев И.А., Мызникова О.Г.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-37, эл. почта: milan@ibrae.ac.ru

1. Введение

Теченский каскад водоемов (ТКВ) ФГУП «ПО «Маяк», являясь крупнейшим в мире открытым хранилищем жидких радиоактивных отходов (ЖРО), при некоторых вариантах эксплуатации и сочетании неблагоприятных метеорологических условий представляет потенциальную радиоэкологическую опасность для населения, использующего ресурсы рек Теча и Исеть, и окружающей среды, а также является источником серьезных репутационных рисков для предприятия и атомной отрасли в целом [1,2].

Масштабные работы по расчетному обоснованию безопасности ТКВ начались в середине 1990-х гг. Выполненный прогноз изменения водного баланса ТКВ и сделанные предложения по обоснованию защитных инженерных мер в случае возникновения экстремальных ситуаций легли в основу ключевых мероприятий, реализованных на ФГУП «ПО «Маяк» в начале 2000-х гг. В первую очередь, это укрепление плотины П-11. Данные в этой работе рекомендации (ключевые из которых - необходимость скорейшего прекращения сброса ЖРО в ТКВ, а также целесообразность строительства ЮУрАЭС) хотя и не были по разным причинам реализованы в полном объеме, оказались обоснованными и до сих пор относятся к стратегически важным направлениям действий. Это является весомым аргументом в пользу того, что математическое моделирование является оптимальным и, наверное, единственным серьезным инструментом в обосновании решений по проблемам ТКВ.

С тех пор в различных организациях были разработаны модели водного баланса ТКВ на основе иных подходов, в том числе и более детальные [2], а также выполнены работы по изучению других актуальных вопросов, связанных с безопасностью водоемов (главным образом, по поступлению ^{90}Sr в обводные каналы и самоочищению водоемов).

В итоге к настоящему времени имеется набор различных прогнозов изменения параметров, характеризующих опасность ТКВ, результаты которых являются даже не столько противоречивыми, сколько не связанными друг с другом. Очевидно, что через 15 лет после разработки первой крупной модели пришло время провести аналогичную по направленности, но более широкую по спектру рассматриваемых вопросов, применению современных расчетных технологий и методов отображения работу, интегрировав максимальным образом все накопленные о ТКВ знания в рамках расчетно-мониторингового комплекса (РМК), главными требованиями к которому являются:

- Синхронизация расчетов по всем актуальным на данный момент моделям. Помимо сугубо практических плюсов, это объективно будет способствовать повышению уровня доверия к получаемым результатам.
- Сопряжение моделей с имеющимися и пополняющимися базами данных по мониторингу.

Такой подход позволит грамотно описать объект и предоставить возможность целостного понимания исследуемых проблем.

Для решения проблемы, связанной с вопросом прогнозирования отклика сложной гидрогеологической системы, которой в полной мере является ТКВ, на различные сочетания внешних воздействий, в рамках НИОКР «Разработка стратегических решений по проблемам Теченского каскада водоемов», входящей в перечень мероприятий Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности...» разрабатывается расчётно-мониторинговый комплекс «ТКВ-расчёт».

2. Принципы разработки и структура расчетно-мониторингового комплекса

Ядром РМК является единая вычислительная платформа – набор связанных моделей [3-5] (на рисунке 1 они обозначены прямоугольниками), позволяющих оценивать все значимые факторы опасности ТКВ в настоящее время и в будущем в зависимости от внешних воздействий в виде инженерно-технических мероприятий и процессов, либо полностью являющихся стохастическими (водность года), либо имеющими их признаки (расход воды по обводным каналам, объемы размещения ЖРО).

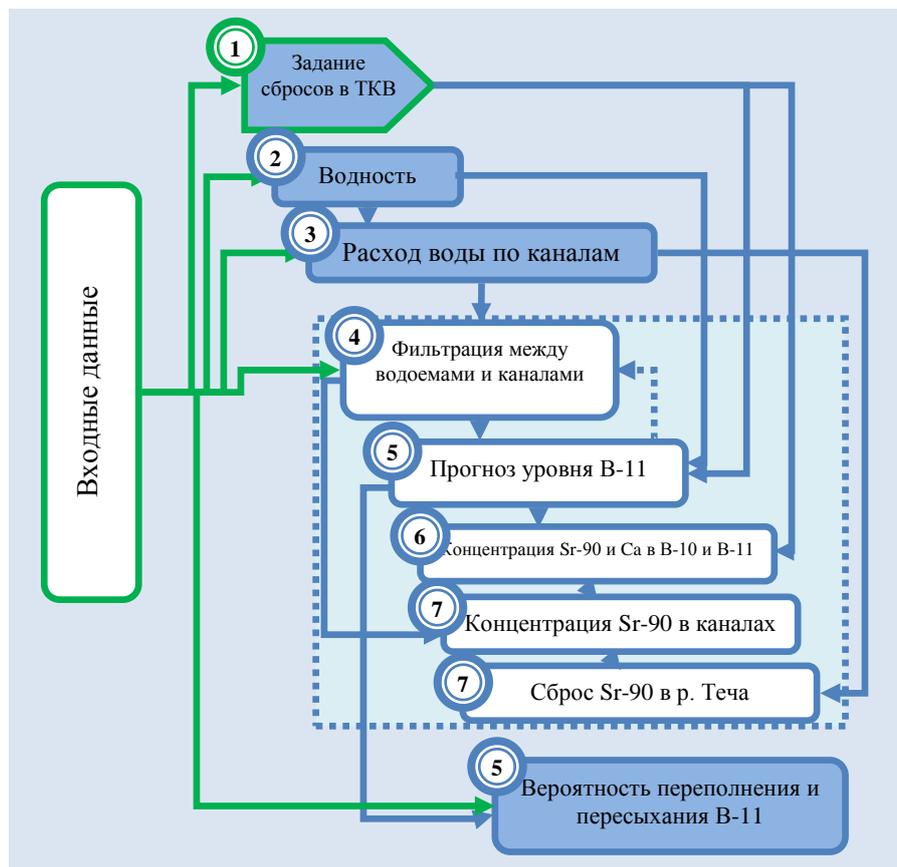


Рис.1. Схема вычислительной платформы

Принимая во внимание сложность ТКВ как природно-техногенного объекта, расчетный код, описывающий его поведение, не должен содержать очень громоздких моделей, поскольку ряд нюансов формализовать просто невозможно (например, коэффициенты проницаемости боковых дамб, в которых есть зоны разуплотнений).

Основной целью применения РМК является определение стратегии безопасной эксплуатации каскада на основе консервативных оценок состояния системы при различных природных условиях и техногенных нагрузках, основанных на результатах режимных наблюдений за параметрами, определяющими уровень опасности системы.

Функционал РМК предполагает выполнение последовательности расчетных процедур, конечными результатами которых является консервативная оценка объемной активности стронция-90 в контрольном створе в нижнем бьефе плотины-11 и вероятность переполнения замыкающего каскад водоема В-11.

Для наиболее удобного использования комплекса был разработан windows-подобный графический интерфейс, который позволят наиболее полно использовать возможности расчётного кода и интерпретировать результаты. На рисунке 2 изображён препроцессор – часть РМК при помощи, которой пользователь может задавать начальные условия и параметры расчёта.

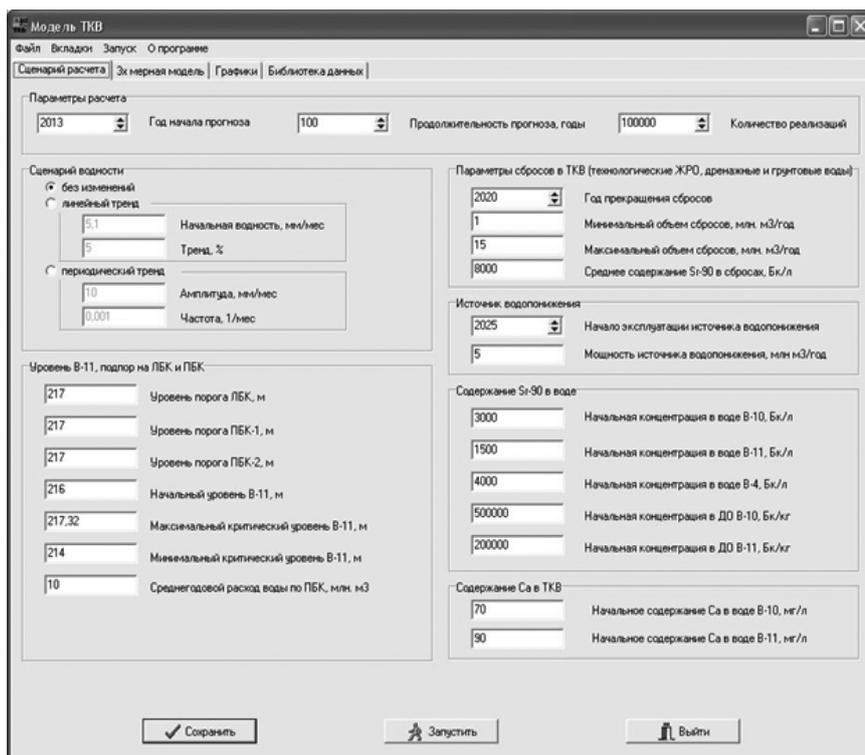


Рис.2. Общий вид препроцессора

Для наглядной работы с результатами расчёта используется постпроцессор, состоящий из следующих подсистем:

- 3D ГИС (геоинформационная система(смотри рисунок 3)),
- графического отображения результатов,
- доступа к библиотеке расчетных данных и данных мониторинга.

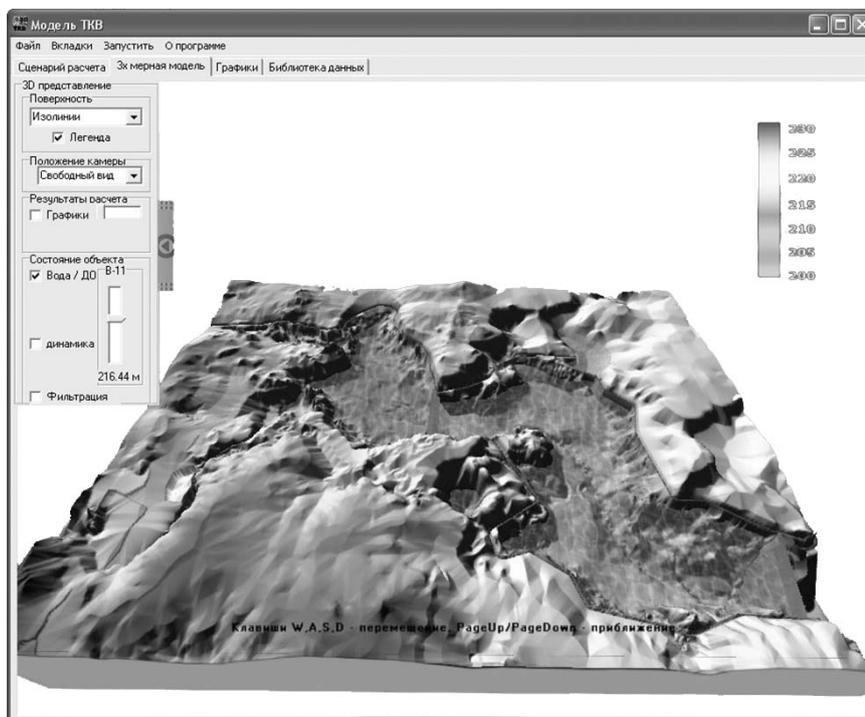


Рис.3. Общий вид 3D ГИС

3D ГИС создана для трёхмерного отображения ТКВ, прилегающей территории, объектов, а так же протекающих процессов и их параметров. Для её создания использовались картографические данные, проектная инженерно-конструкторская документация, данные о плотности загрязнения донных отложений, спутниковые снимки поверхностей и другая информация.

Подсистема графического отображения результатов предназначена для демонстрации спрогнозированного развития процессов ТКВ в виде привычных 2D графиков, а так же их сравнения с результатами предыдущих расчётов и данных мониторинга.

3. Заключение

Для всестороннего анализа и прогноза состояния ТКВ разработан РМК «ТКВ-Прогноз».

Исходными данными для расчетов являются:

- результаты автоматизированных средств измерения параметров состояния ТКВ,
- географическая информационная система ТКВ,
- базы данных параметров ТКВ и прилегающих объектов, включая «Информационно-экологическую систему радиэкологического мониторинга».

Функционал РМК позволяет использовать:

- технологии интерактивного картографического представления и развитого анализа пространственной и пространственно-временной информации о состоянии ТКВ,
- динамическое анимационное отображение результатов,
- интерактивное построение графиков и таблиц.

Совмещение средств интерактивной визуализации со средствами интеллектуального анализа позволяет фактически в режиме реального времени формировать образ исследуемых пространственных объектов на фоне протекающих пространственно-временных процессов, что дает возможность лучшего понимания исследуемых проблем, способствует выдвигению гипотез о скрытых закономерностях и научно обоснованному сопровождению принятия решений.

Подобный инструментарий для ТКВ разработан впервые и целевым образом ориентирован на персонал, эксплуатирующий этот объект.

Результаты расчета по РМК были использованы для подготовки проекта регламента контроля и управления водно-химическим состоянием ТКВ.

РМК является основой для разработки стратегического Мастер-плана решения проблемы ТКВ.

Литература

1. Садовников В.И., Глаголенко Ю.В., Дрожко Е.Г. и др. «Современное состояние и пути решения проблем Теченского каскада водоёмов» // Вопросы радиационной безопасности – 2002. – № 1.– С. 3–14.
2. С.В. Баранов, Г.Ш. Баторшин, Ю.Г. Мокров, М.Л. Глинский, Е.Г. Дрожко, И.И. Линге, С.С. Уткин «Теченский каскад водоёмов ФГУП "ПО"Маяк": текущее состояние и перспективы» // Вопросы радиационной безопасности. – 2011. – № 1.– С. 5–13.
3. Мызникова О.Г. «Основные причины и направления модернизации существующих математических моделей прогноза изменения уровня воды Теченского каскада водоемов ПО «Маяк» // Сборник трудов XI научной школы молодых учёных ИБРАЭ РАН, 2010 г.
4. Мызникова О.Г., Панченко С.В., Уткин С.С. «Оценка опасности ветрового выноса радиоактивных веществ с береговой линии промышленных водоёмов ПО "Маяк"» // Вопросы радиационной безопасности № 2, 2011– С. 56–66.
5. Мызникова О.Г. «Анализ фильтрационной оставляющей модели прогноза водного баланса Теченского каскада водоемов ФГУП «ПО «Маяк» // Сборник трудов XII научной школы молодых учёных ИБРАЭ РАН, 2011– С. 117–120.

Использование феноменологического метода для расчета свойств натрия в метастабильной области

Кузнецова М.Е., студент 6 курса ФФ НГУ

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Новосибирский филиал

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

1. Введение

Реальные фазовые переходы первого рода обычно протекают с отклонением от условий термодинамического равновесия и, как правило, сопровождаются возникновением метастабильных фаз. Экспериментальные данные по кипению натрия [1] подтверждают этот факт: при закипании натрия достигаются перегревы порядка сотни градусов. В связи с этим для корректного расчета начальных стадий фазовых превращений натриевого теплоносителя необходимо знание его свойств в метастабильной области.

За основу расчета свойств натрия в метастабильной области были взяты полуэмпирические закономерности, приведенные в монографии [2], а именно утверждения о непрерывности на линии насыщения изотерм, изохор, изобар, а так же коэффициентов изотермической сжимаемости и термического расширения. Кроме того, из анализа экспериментальных данных автором [2] было установлено, что изохоры и изотермы имеют продолжение в метастабильную область, близкое к линейному. Линейность изотерм сохраняется примерно до границы, соответствующей частоте зародышеобразования $10^2 \text{ см}^{-3} \text{ с}^{-1}$, а линейность изохор, вероятно, и дальше.

2. Методика вычисления свойств натрия в метастабильной области

В предположении линейности изохор зависимость между температурой и давлением в метастабильной области может быть записана как

$$T = T_s(\rho) + \left(\frac{\partial T}{\partial P} \right)_\rho (P - P_s(\rho)) = T_0(\rho) + \left(\frac{\partial T}{\partial P} \right)_\rho P \quad (1)$$

Плотность как функция температуры и давления $\rho(P, T)$ может быть вычислена обращением функции $T(P, \rho)$

Энтальпия пара и жидкости в метастабильной области вычисляется следующим образом

$$H = H_s(T) + \int_{P_s}^P \left(\frac{\partial H}{\partial P} \right)_T dP \quad (2)$$

$$\left(\frac{\partial H}{\partial P} \right)_T = \frac{1}{\rho} + \frac{T}{\rho^2} \left(\frac{\partial \rho}{\partial T} \right)_P \quad (3)$$

Для любой жидкости существует две фундаментальные кривые: бинадаль - линия равновесия фаз, и спинодаль - граница термодинамической устойчивости однородной фазы. Граница устойчивости однородной фазы наиболее тесно связана с ее уравнением состояния. Любое уравнение состояния, претендующее на физическую содержательность, а не на роль простой интерполяционной формулы, должно строиться с учетом существования спинодали.

Линия спинодали - это множество точек, где

$$\left(\frac{\partial P}{\partial \rho} \right)_T = 0 \quad (4)$$

Выразив давление из (1) и продифференцировав его по плотности, получим систему уравнений, из которой можно найти зависимость давления от температуры на спинодали:

$$\left(\frac{\partial T_0(\rho)}{\partial \rho} \right)_T \left(\frac{\partial T}{\partial P} \right)_\rho + (T - T_0(\rho)) \left(\frac{\partial}{\partial \rho} \left(\frac{\partial T}{\partial P} \right)_\rho \right)_T = 0 \quad (5)$$

$$\left(\frac{\partial T_0(\rho)}{\partial \rho}\right)_T + P \left(\frac{\partial}{\partial \rho} \left(\frac{\partial T}{\partial P}\right)_\rho\right)_T = 0 \quad (6)$$

Как правило, известна зависимость $\rho(P, T)$ на линии насыщения, поэтому выразим производную через производные плотности

$$\left(\frac{\partial T}{\partial P}\right)_\rho = -\left(\frac{\partial \rho}{\partial P}\right)_T / \left(\frac{\partial \rho}{\partial T}\right)_P = \frac{\beta_T}{\alpha_P}$$

Для расчета линии спинодали необходимо знать значения коэффициентов термического расширения α_P и изотермической сжимаемости β_T на бинадали.

3. Свойства в метастабильной области и линия спинодали жидкого натрия

Наиболее полная информация по всем свойствам натрия имеется в работе [3], в то же время использование предлагаемых авторами температурных зависимостей на линии насыщения для параметров, входящих в выражение для β_T

$$\beta_T = \left(\beta_S C_\sigma + \frac{T \alpha_\sigma}{\rho} (\alpha_\sigma + \beta_S \gamma_\sigma) \right) / \left(C_\sigma - \frac{T \gamma_\sigma}{\rho} (\alpha_\sigma + \beta_S \gamma_\sigma) \right), \quad (7)$$

где β_S - адиабатическая сжимаемость, C_σ - теплоемкость вдоль линии насыщения, α_σ - коэффициент термического расширения вдоль линии насыщения, γ_σ - производная давления по температуре вдоль линии насыщения, не позволяет вычислить линию спинодали, так как вблизи критической точки коэффициент при давлении и температуре в уравнениях (5)-(6) обращается в нуль

$$\left(\frac{\partial}{\partial \rho} \left(\frac{\beta_T}{\alpha_P}\right)\right)_T = 0$$

В связи с отсутствием данных по свойствам натрия при высоких температурах аналитические выражения для термодинамических параметров, приведенные в [3], построены по экспериментальным данным при температурах до 1600 - 1800 К и экстраполированы вплоть до критической температуры. В такой процедуре очень важен выбор вида функции - то есть выбор правильных степеней для аналитических выражений. Для определения этих степеней можно привлечь теорию критических показателей, хорошо развитую для фазовых переходов второго рода.

Критические явления, наблюдаемые во множестве различных материалов вблизи различных видов критических точек, имеют довольно много общих свойств. Критическая точка фазовых переходов между жидкостью и газом является особой точкой для термодинамических функций вещества. Физическая природа этой особенности подобна природе особенности в точках фазового перехода второго рода: подобно тому, как в последнем случае она связана с возрастанием флуктуаций параметра порядка, так при приближении к критической точке возрастают флуктуации плотности вещества. Эта аналогия в физической природе приводит также и к определенной аналогии в возможности математического описания обоих явлений.

Введем критические показатели в согласии с теорией критических показателей

$$\rho_L - \rho_c \propto \tau^\beta, \quad \beta_T \propto \tau^{-\gamma}, \quad C_V \propto \tau^{-\alpha}, \\ \tau = 1 - T/T_c$$

критические показатели остальных термодинамических параметров могут быть выражены через α, β, γ :

$$\alpha_\sigma \propto \tau^{\beta-1}, \quad \beta_S \propto \tau^{-\alpha}, \quad \gamma_\sigma \propto \tau^0, \quad \Delta H \propto \tau^\beta, \quad H_{AVG} \propto \tau^{1-\alpha},$$

где ΔH - теплота парообразования, H_{AVG} - полусумма энтальпии жидкости и пара на линии насыщения, C_V - изохорная теплоемкость.

Определение значений критических показателей довольно сложная задача и на данное время существует множество моделей и подходов для их вычисления. В таб. 1 приведены значения критических показателей в различных моделях [4,5].

Таблица 1. Значения критических показателей в различных моделях

Свойство	α	β	γ
Приближение самосогласованного поля	0	0.5	1
Плоская решетка Изинга	0	0.125	1.75
Трехмерный решеточный газ	0.125	0.3121	1.25
Численные методы в ϵ разложении	0.77	0.339	1.244
Простые непроводящие жидкости (эксперимент)	0.12 ± 0.02	0.34 ± 0.02	1.23 ± 0.02

Анализ предлагаемых в работе [3] температурных зависимостей теплофизических свойств на линии насыщения показал их несогласованность (например, плотность и теплота парообразования имеют разные показатели) и неверное поведение вблизи критической точки (например, $\beta_S \sim \tau^{-1}$).

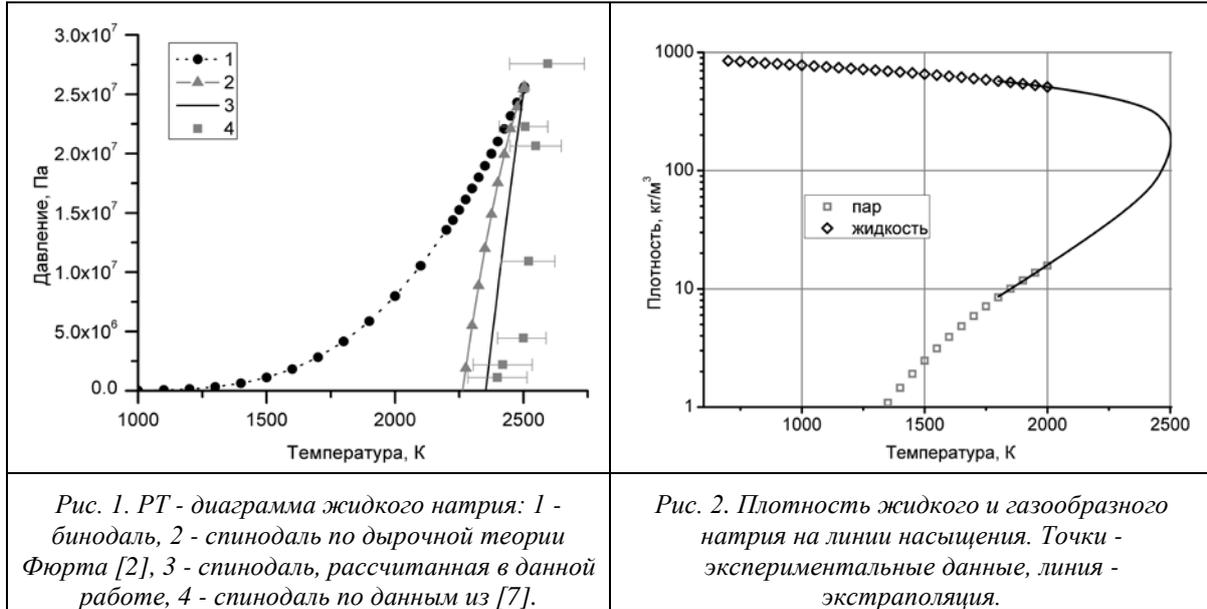


Рис. 1. РТ- диаграмма жидкого натрия: 1 - бинадаль, 2 - спинопаль по дырочной теории Фюрта [2], 3 - спинопаль, рассчитанная в данной работе, 4 - спинопаль по данным из [7].

Рис. 2. Плотность жидкого и газообразного натрия на линии насыщения. Точки - экспериментальные данные, линия - экстраполяция.

Для корректного описания свойств жидкого натрия вплоть до критической точки на основе экспериментальных данных, приведенных в [3, 6], были построены аналитические зависимости, имеющие верное поведение вблизи критической точки. Критические показатели были выбраны следующими: $\alpha = 0.1$, $\beta = 1/3$, $\gamma = 1.24$.

$$\rho_L + \rho_G = 367.25 + 670.67 \tau^{0.9} \quad (8)$$

$$\rho_L - \rho_G = 769.53 \tau^{1/3} + 213.46 \tau \quad (9)$$

$$H_{AVG} = 4362.845 - 2112.641 \cdot \tau^{0.9} \quad (10)$$

$$\beta_S = (-326.179 + 155.741 \cdot \tau^{0.1} + 171.847 \cdot \tau^{-0.1}) \cdot 10^{-10} \quad (11)$$

С использованием выражений (8) - (11) была рассчитана линия спинопали для жидкого натрия и проведено ее сравнение с экспериментальными данными (Рис.1).

4. Свойства в метастабильной области и линия спинопали пара натрия

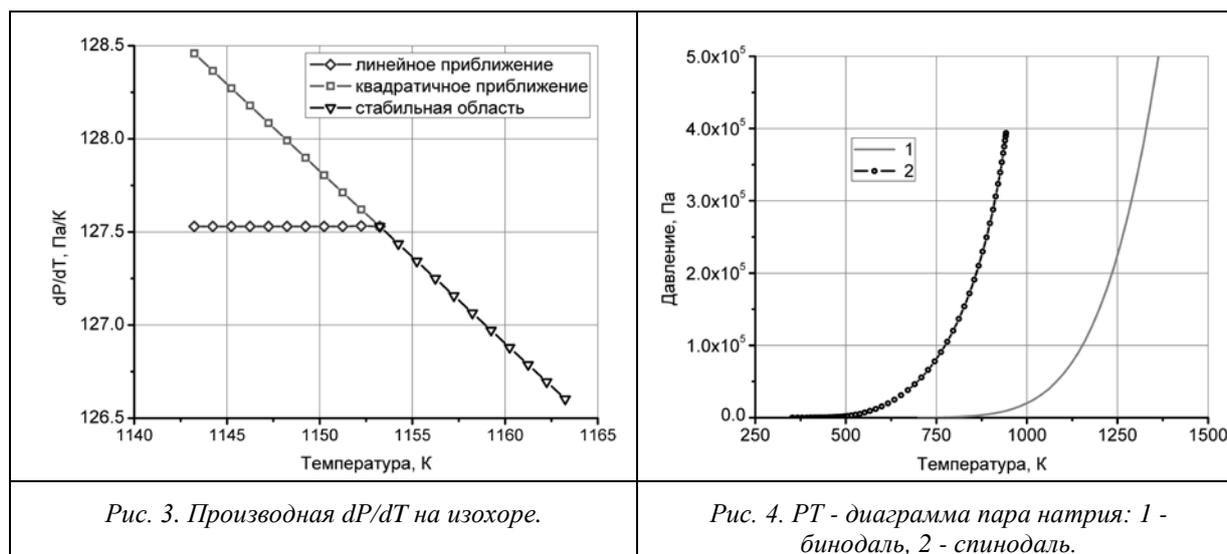
Использование в стабильной области полиномов на основе группового разложения для описания свойств пара натрия [8], а в метастабильной области предположения о линейности изохов приводит к тому, что, оставаясь непрерывной, производная температуры по давлению на изобаре имеет излом на линии насыщения (Рис.3). Также изломы на линии насыщения имеют α_p и β_T . В случае с жидкостью

такой проблемы не возникает, так как в обеих областях используется предположение о линейности изохор.

Несмотря на то, что величина второй производной гораздо меньше первой, учет квадратичного члена позволяет получить гладкие зависимости производных плотности и энтальпии, но усложняет вычисление линии спинодали.

$$P = P_s(\rho) + \left(\frac{\partial P}{\partial T}\right)_\rho (T - T_s(\rho)) + \frac{1}{2} \left(\frac{\partial^2 P}{\partial T^2}\right)_\rho (T - T_s(\rho))^2 \quad (12)$$

Область применимости группового разложения ограничена 1800 К, то есть с его использованием возможен расчет лишь части линии спинодали.



5. Заключение

С использованием теории критических показателей были построены аналитические выражения для свойств натрия на линии насыщения, которые были положены в основу вычисления свойств жидкого натрия в метастабильной области. Хорошее согласие рассчитанной в данной работе линии спинодали для жидкого натрия с экспериментальными данными и теорией Фюрта подтверждает правильность выбора критических индексов и физическую содержательность полученных уравнений состояния.

Учет поправки на кривизну изохор позволил получить гладкие зависимости для основных термодинамических производных плотности и энтальпии пара.

Литература

1. Н.М. Kottowski, C. Savatteri, "Fundamentals of liquid metal boiling thermohydraulics", Nuclear Eng. and Design, 1984, V. 82 P. 281-304.
2. В.П. Скрипов, "Метастабильная жидкость", Наука, 1972, 312 с.
3. J. K. Fink, L. Leibowitz, "Thermodynamic and transport properties of sodium liquid and vapor", Report. ANL/RE-95/2, Reactor Engineering Division, Argonne National Laboratory, 1995.
4. М.А. Анисимов, "Исследование критических явлений в жидкостях", УФН, 1974, том 114, вып. 2, с. 249 - 290.
5. Ш.Ма, "Современная теория критических явлений", Мир, 1980, 298 с.
6. Быстров П. И., Каган Д.Н., "Жидкометаллические теплоносители тепловых труб и энергетических устновок", Наука, 1988, 263 с.
7. Д.Н. Николаев, "Экспериментальное исследование термодинамических свойств металлов в околокритической области перехода жидкость-газ", диссертация на соискание ученой степени кандидата физико-математических наук, Черногловка, 2008, 134 с.
8. О.Д. Кузнецова, А.М. Семенов, "Уравнение состояния пара натрия", ТВТ, 1999, т. 37, с 871-875.

Моделирование насыщенно-ненасыщенной фильтрации жидкости в трёхмерном пространстве

Кулагин Н.А., студент 3 курса Механико-Математического факультета МГУ

Научные руководители: к.ф.-м.н. Капырин И.В., д.ф.-м.н. Василевский Ю.В.

тел.: (916) 563-64-70, эл. почта: zelenaya.raduga@gmail.com

1. Введение

В данной работе излагается метод моделирования задачи насыщенно-ненасыщенной фильтрации жидкости в пористой среде. А именно, исходя из описывающего этот процесс трёхмерного уравнения Ричардса, строится его дискретизация (с помощью метода конечных элементов), составляется соответствующая система (вообще говоря, нелинейных) уравнений и применяется итерационный метод для её решения, дающий устойчивое по времени решение. Результатами моделирования являются значения высоты всасывания h и влагосодержания θ в каждой точке расчётной области в каждый интересующий момент времени со вторым порядком точности по пространству. Особенность работы заключается именно в учёте ненасыщенности процесса фильтрации. С математической точки зрения этот факт отражается в появлении нелинейных зависимостей влагосодержания $\theta(h)$ и коэффициента влагопереноса $K(h)$ от высоты всасывания (описанных многими независимыми группами учёных в последней четверти 20-го века), что существенно осложняет процесс нахождения приближённого решения в сравнении с моделями насыщенной фильтрации. Применение модели рассматривается на примере промачивания предварительно осушенного образца при контакте с насыщенной зоной или жидкостью.

2. Дискретизация

2.1. Постановка задачи

Итак, интересующая нас область Ω будет представлять собой параллелепипед с известными размерами. Вся граница области $\partial\Omega$ является объединением двух поверхностей: $\Gamma_D \cup \Gamma_N$. Имеется нестационарное уравнение Ричардса [1] (получающееся из закона сохранения массы и закона Дарси для потоков) и заранее определённые краевые (на Γ_D задано известное значение всасывающего потенциала, на Γ_N - известный поток) и начальные условия:

$$\begin{cases} \frac{\partial\theta(h)}{\partial t} - \nabla[K(h)(\nabla(h+z))] = 0, \\ h(t, x) = h_{presc}(t, x), \quad x \in \Gamma_D, \\ -K(h)(\nabla(h+z)) = r_{presc}(t, x), \quad x \in \Gamma_N, \\ h(0, x) = h_0(x), \quad x \in \Omega, \end{cases}$$

где $h(t, x)$ – высота всасывания (всасывающий потенциал пористой среды), $\theta(h)$ - содержание влаги, $K(h)$ - тензор фильтрации, z - геометрическая высота (потенциал силы тяжести). Для зависимостей $\theta(h)$ и $K(h)$ принята модель Ван Генухтена [2]. Требуется найти приближённое решение.

2.2. Пространственно-временная дискретизация

Для дискретизации по пространству выбрана равномерная кубическая сетка с одинаковым шагом d по каждой из осей. Переменные отнесены к ячейкам сетки, то есть, в каждой из ячеек решение считается постоянным.

Обозначения:

j - индекс, отвечающий за шаг по времени во временной дискретизации.

x, y, z - индексы, обозначающие номер элемента сетки в пространственной дискретизации.

h_e - значение h в центре текущей ячейки.

Применяя метод конечных элементов с лампированием (выражаемым в интегрировании уравнения по носителям пробных функций методом прямоугольника), по аналогии с [3] получаем систему нелинейных уравнений на h :

$$\begin{aligned} & C^{j+1} \cdot \left(\frac{h_e^{j+1} - h_e^j}{\delta t} \right) + \frac{\theta^{j+1} - \theta^j}{\delta t} - \\ & - \frac{1}{d} \left(\left[K_{z+\frac{1}{2}}^{j+1} \frac{h_{z+1}^{j+1} - h_e^{j+1}}{d} - K_{z-\frac{1}{2}}^{j+1} \frac{h_e^{j+1} - h_{z-1}^{j+1}}{d} \right] + \right. \\ & + \left[K_{y+\frac{1}{2}}^{j+1} \frac{h_{y+1}^{j+1} - h_e^{j+1}}{d} - K_{y-\frac{1}{2}}^{j+1} \frac{h_e^{j+1} - h_{y-1}^{j+1}}{d} \right] + \\ & + \left. \left[K_{x+\frac{1}{2}}^{j+1} \frac{h_{x+1}^{j+1} - h_e^{j+1}}{d} - K_{x-\frac{1}{2}}^{j+1} \frac{h_e^{j+1} - h_{x-1}^{j+1}}{d} \right] \right) - \\ & - \frac{1}{d} \left(K_{z+\frac{1}{2}}^{j+1} - K_{z-\frac{1}{2}}^{j+1} \right) = 0. \end{aligned}$$

Где $K_{*\pm\frac{1}{2}}^{j+1} = 0.5 \cdot (K_*^{j+1} + K_{*\pm 1}^{j+1})$, а C^{j+1} – приближение в текущей ячейке для функции $C(h) = d\theta(h)/dh$, называемой влагоёмкостью среды. Разбиение производной по времени (смешанная форма записи, в которой присутствует как влагонасыщенность, так и высота всасывания) обеспечивает лучшее сохранение массы воды при расчетах, по сравнению со схемой только в терминах высоты всасывания.

2.3. Трактовка граничных условий

Пусть элемент сетки имеет грань, находящуюся на границе области (допустим, у него $x = 0$). Рассмотрим слагаемое из вышеописанного уравнения, описывающее поток через эту грань

$$K_{x-\frac{1}{2}}^{j+1} \frac{h_e^{j+1} - h_{x-1}^{j+1}}{(d/2)}$$

Если на грани заданы условия Дирихле, то из этого слагаемого часть $K_{x-\frac{1}{2}}^{j+1} \cdot \frac{h_{x-1}^{j+1}}{(d/2)}$ является известной и отправляется в правую часть уравнения. Если на этой грани заданы условия Неймана, то всё это слагаемое, приближающее поток, переносится направо и заменяется известным потоком.

3. Решение системы

Для решения нелинейной системы на каждом шаге по времени

$$A(h) \cdot h = F(h)$$

предлагается использовать метод простой итерации (метод Пикара), т.е. последовательно решать уже простые линейные системы вида

$$A(h^k) \cdot h^{k+1} = F(h^k),$$

считая уже известным решение с предыдущего итерационного шага h^k . В качестве начального приближения берётся решение с предыдущего шага по времени.

4. Пример: подъём влаги по предварительно осушенному образцу

Рассмотрим следующую задачу: область Ω – параллелепипед $7 \times 7 \times 5$ метров.

Начальные условия – достаточно низкое влагосодержание $h_0(x) = -10$. На нижней грани задано условие типа Дирихле с $h_{presc}(x) = 0$ (можно предположить, что образец снизу касается воды), а на всех остальных гранях задано условие Неймана с нулевым потоком $r_{presc}(x) = 0$ (непротекание). Задача аналогична насыщению водой кубика сахара, положенного в блюде с водой. Результаты моделирования показаны на рисунке:

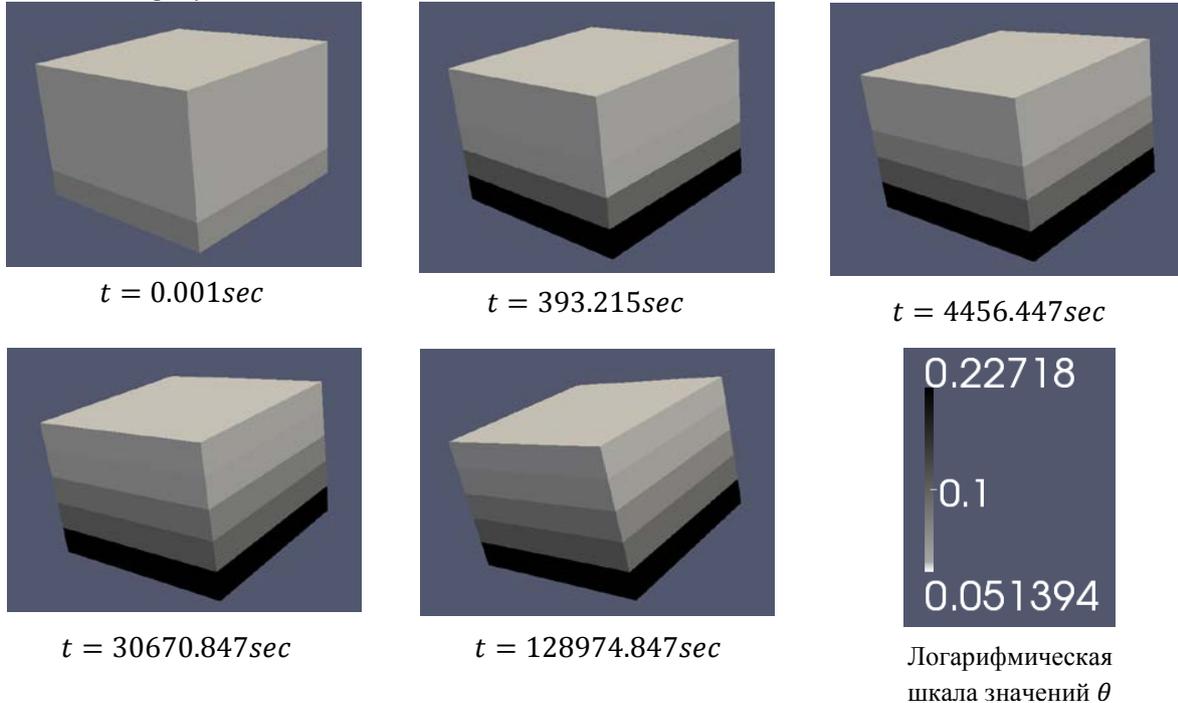


Рис.1. Процесс подъёма влаги в сухом образце.

На рисунках показана зависимость содержания влаги θ в образце от времени.

Из иллюстраций видно, что при данных граничных и начальных условиях по истечении достаточно большого промежутка времени влага получила монотонное по высоте образца распределение, в данном случае зависящее только от z .

Литература

1. "Capillary conduction of liquids through porous mediums", Richards, 1931.
2. "A closed-form equation for predicting the hydraulic conductivity of unsaturated soils", Van Genuchten, 1980.
3. The HYDRUS-1D Software Package Manual, 2009.
4. "A Finite-Element Collocation Method for Variably Saturated Flow in Two Space Dimensions", Allen, Murphy, 1986.

О распространении пламени, струйных течениях ВПГС, взаимодействии их с преградами

Лавренюк И.В., м.н.с. РФЯЦ ВНИИТФ

Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е.И. Забабахина

эл. почта: i.v.lavrenyuk@vniitf.ru

Критерии воспламенения, изменения режимов горения, вплоть до перехода горения в детонацию играют важную роль при обосновании безопасности проектируемых АЭС и выборе мероприятий, направленных на ослабление опасных сценариев развития ТА. В частности, в соответствии с действующими нормативами переход горения в детонацию не должен происходить ни при каких предполагаемых сценариях ТА.

В проектной практике до настоящего времени используется критерий воспламенения, полученный американскими исследователями Шапиро и Моффетти [1] ещё в 1957 г. для однородных смесей водорода, воздуха и водяного пара при двух значениях давления. По мере накопления опыта по изучению ТА была осознана потребность учитывать изменения составов ВПГС в ходе развития ТА, обусловленные появлением СО, изменением содержания кислорода в воздухе, наличием микрочастиц водяного тумана и/или каких-либо аэрозолей (например, йода или частичек продуктов горения). Оказалось также, что при определённых условиях проявляется влияние режимов инициирования пламени и внешних параметров области воспламенения. Это и определяет необходимость обобщения критерия воспламенения для однородных составов.

В исследованиях, выполненных в конце 1980-х и в 1990-х годах, рассматривались однородные составы ВПГС и изучались режимы распространения горения и перехода горения в детонацию в каналах (помещениях) с жесткими стенками (Рис. 1). В то же время, на стадии интенсивного выхода водорода в ходе ТА из повреждений первого контура течения носят струйный характер с возможной последующей стратификацией в помещениях ЗО. В ходе таких процессов происходит перемешивание водорода с окружающей средой (Рис. 2), причём существенное влияние на них оказывают не только параметры истекающей струи, но и характеристики преград, с которыми она взаимодействует. Поэтому целесообразным является получение экспериментальных данных по воспламенению и горению ВПГС в динамических процессах с неоднородным распределением составов, для которых неприменимы критерии воспламенения, полученные для однородных составов. В докладе рассмотрены следующие задачи экспериментальных исследований:

Эволюция фронта пламени в однородной среде с ВПГС. Исследуется эволюция фронта пламени в однородной среде с ВПГС разных составов в условиях, близких к нормальным атмосферным, которые обеспечиваются прочностью лёгких конструкций со стенками из прозрачных материалов. Это позволяет проводить оптическую регистрацию эволюцию фронта горения, ускорение пламени и смену режимов горения. Для бедных составов ВПГС проверяется асимметрия верх-низ. Результаты этих экспериментов непосредственно используются для проверки модели горения.

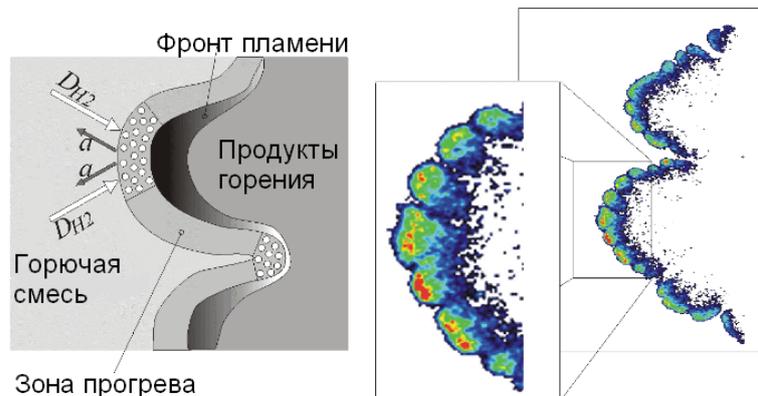


Рис. 1. Слева - влияние термодиффузии (α) и диффузии водорода (D_{H_2}) на искривление фронта пламени. Справа – LIPF изображение зоны реакции в ячеистом пламени (Технический Университет, Мюнхен)

Истечение разгруженной струи. Варьируются скорости истечения, направления и формы сечений струй, составы, температура и давление вытекающего ВПГС. Регистрируется изменения формы струи, расплывание и перемешивание с окружающей средой. Для отдельных выбранных опытов инициируется горение ВПГС. В таких экспериментах дополнительно регистрируется распространение пламени.

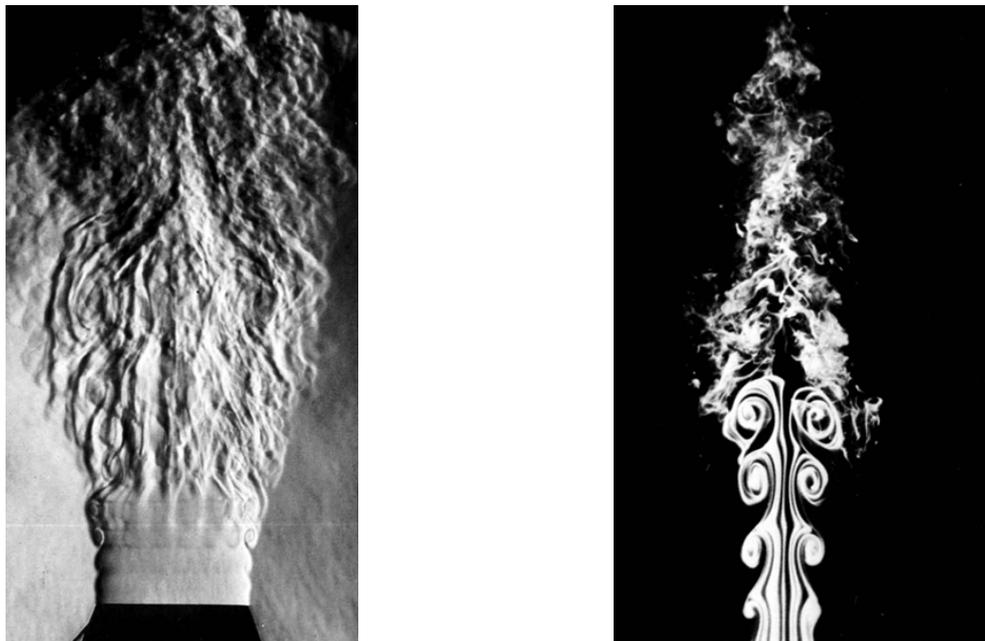


Рис. 2. Слева - дозвуковая струя, становящаяся турбулентной. Струя воздуха из сопла диаметром 5 см вытекает в окружающий воздух со скоростью 12 м/с. Справа - Ламинарный поток воздуха вытекает из круглой трубы при числе Рейнольдса 10000 (при диаметре 5 см скорость равна 3 м/с), [2]

Натекание струи на преграды. Для отдельных режимов истечения струй рассматриваются процессы взаимодействия струи с преградами различных конфигураций: плоская преграда с различной ориентацией, двугранный и трёхгранный углы (Рис. 3). Регистрируется изменение характера течения в результате взаимодействия с преградами. Повышенное внимание уделяется турбулизации течения и перемешиванию с окружающей средой. Выделяются эксперименты с самовоспламенением ВПГС. В ряде экспериментов осуществляется принудительное воспламенение ВПГС.

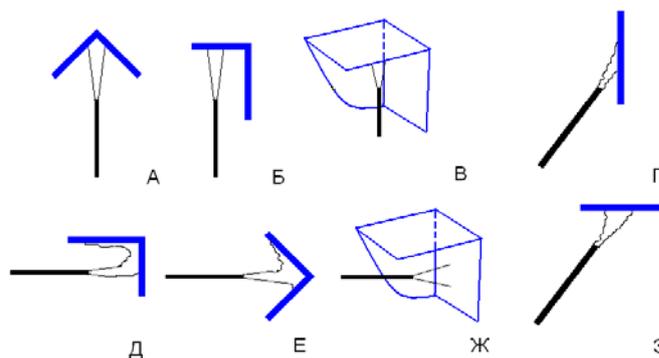


Рис. 3. Взаимное расположение струи и препятствия

Результаты экспериментов представляют определенный интерес для верификации как уже существующих, так и создаваемых моделей и кодов, ориентированных на решение задач обеспечения водородной безопасности АЭС с ВВЭР.

Литература

1. Shapiro Z.M., Moffette T.R. Hydrogen flammability data and application to PWR loss-of-coolant accident.
2. Ван-Дайк, М. Альбом течений жидкости и газа. М. :/ Мир, 1986. – 181 с.

Результаты опытной реабилитации загрязненного участка промышленно-ливневой канализации № 1 промплощадки № 1 ОАО «ГНЦ НИИАР»

Максина А.Б., Соколов А.М., Конев Г.И.

ОАО «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

эл. почта: j-annja@mail.ru

За десятилетия развития атомной энергетики и промышленности в России накопилось достаточно много нерешенных проблем (эти проблемы обычно называют ядерным наследием). Одной из таких проблем является наличие территорий загрязненных радионуклидами. Дезактивации загрязненных земель в стране уделялось достаточно много внимания, однако, в большей части оно носило декларативный характер. Практические действия были начаты относительно недавно после утверждения в 2006 г. «Программы развития атомной отрасли России» и разработки, а также утверждения в 2006-2007 г.г. Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года».

ОАО «ГНЦ НИИАР» является одним из предприятий атомной отрасли, осуществляющих работы с радиоактивными веществами и ядерными материалами. В 1962 году в результате аварийного сброса технологической воды в промышленно-ливневую канализацию (ПЛК-1) промплощадки № 1 была загрязнена территория площадью ~120 тыс. м². Глубина радиоактивного загрязнения грунтов по результатам мониторинга от 2009 года изменяется от 0,05 до 1 м. В настоящее время загрязненная территория классифицируется как территория с локальным радиоактивным загрязнением в результате «последствий прежней деятельности».

Для обеспечения безопасного отведения сточных вод с промплощадки № 1 через загрязненную радионуклидами территорию и исключения смыва загрязненной почвы в Черемшанский залив Куйбышевского водохранилища, а также выполнения природоохранного законодательства требуется реабилитация вышеупомянутого участка.

Стандартной процедурой при реабилитации загрязненных радиоактивными веществами земель является механическое удаление (снятие) почвы с последующей сортировкой и дезактивацией с целью уменьшения объемов грунта, подлежащего захоронению. Были проведены эксперименты по опытной реабилитации загрязненного участка. В процессе опытной реабилитации ставились следующие задачи:

- изучение эффективности механического (ручного) удаления загрязненного грунта;
- определение возможности загрязнения территории, прилегающей к месту проведения работ;
- экспериментальное подтверждение ранее полученных данных о глубине и распределении радиоактивных веществ по толщине загрязненного грунта;
- определение возможности извлечения радиоактивных веществ из загрязненной почвы в растворы известных химических веществ для уменьшения объемов грунта, подлежащего захоронению.

Для дезактивации был выбран участок размером 1,5×1,5 м. Мощность эффективной дозы гамма-излучения от поверхности земли на участке составляла 0,3 мкЗв/ч. Грунт срезался вручную с помощью штыковой лопаты последовательно слоями толщиной по 10 см (общая глубина составила 60 см).

Из каждого слоя отбирались пробы на радиометрические и спектрометрические измерения. Измерения активности альфа- и бета-излучающих нуклидов в пробах проводились на радиометрических установках УМФ – 1500 и УМФ – 1500Д. Также альфа-спектрометрия осуществлялась с использованием спектрометра SBS–50М с полупроводниковым детектором ДКПС–350-I-A. Радиометрические измерения показали наличие в пробах грунта стронция-90.

Гамма-спектрометрический анализ проб проводили с использованием спектрометра SBS–50М с германий-литиевым детектором ДГДК. Гамма-спектрометрия грунта, отобранного из русла ПЛК, выявила наличие в нем радионуклидов цезия-137, кобальта-60 и ЕРН (рис. 1).

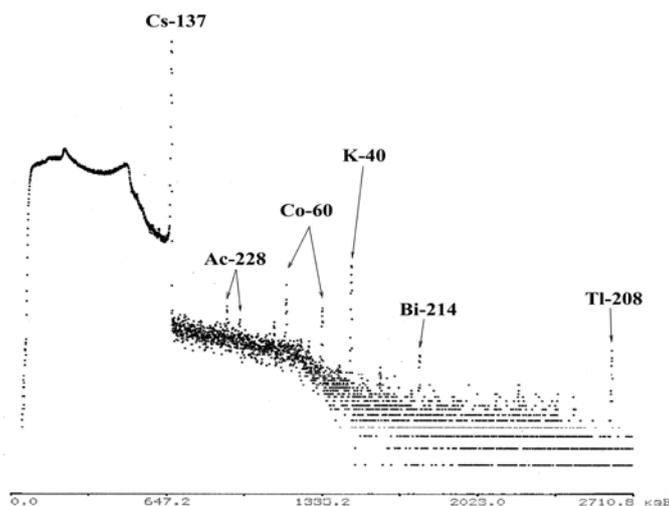


Рис.1. Спектр излучения пробы грунта (земли) со дна русла ПЛК

Результаты спектрометрических и радиометрических исследований приведены в таблице 1.

Таблица 1. Распределение радионуклидов в толще грунта

п/п	Глубина срезанного слоя грунта, см	Удельная активность радионуклидов, кБк/кг				
		¹³⁷ Cs	⁶⁰ Co	⁹⁰ Sr	¹⁵²⁺¹⁵⁴ Eu	²³⁸⁺²³⁹ Pu
1	0 – 10	20,0	0,037	0,207	0,034	2,84
2	10 – 20	22,0	0,027	0,210	0,037	1,74
3	20 – 30	9,6	0,004	0,199	0,017	0,23
4	30 – 50	5,1	0,004	0,101	0,010	0,13
5	50 – 60	0,5	0,003	0,050	–	0,036
Фоновые значения		0,0082	0,001	0,027	0,002	0,002
КУ* [1]		0,11	0,065	0,125	0,09	0,335

* – при ограниченном использовании территории при условии не превышения допустимого уровня для населения в 0,3 мЗв/год

Из результатов эксперимента видно, что на глубине 60 см удельная активность техногенных нуклидов уменьшается на порядок. Можно утверждать, что при снятии грунта толщиной 70 см ожидается снижение удельной активности до значений, соответствующих естественному фону.

Однако необходимо отметить, что на других участках загрязненной территории, на которых МЭД излучения больше, мощность загрязненного слоя может быть также больше, например, из-за большего градиента удельной активности. По этой причине, реабилитационные работы на выбранном участке необходимо проводить с предварительным определением границ загрязненной территории (МЭД = 0,3 мЗв/год) и толщины загрязненного слоя грунта.

Для оценки возможности извлечения радиоактивных веществ из грунта проведены лабораторные исследования. Для эксперимента отбирали пробу почвы из толщи 0-15 см. Перед испытанием пробу осушали и отсеивали, далее отбирали наиболее загрязненную фракцию с крупностью менее 3 мм. На основе проанализированных литературных данных, в качестве экстрагентов были выбраны растворы хлорида железа и хлорида кальция, как наиболее эффективные, а также безопасные для окружающей среды [2, 3]. Фракцию почвы размещали в колонке Ø50 мм и через нее пропускали (фильтровали) раствор FeCl₃·6H₂O до проскока FeCl₃ (фильтрат № 1). Фильтрат № 1 собирали и измеряли на наличие активности в нем. Далее через слой почвы в колонке пропускали дистиллированную воду до прекращения вымывания FeCl₃ (фильтрат № 2). Фильтрат № 2 собирали и измеряли на наличие радиоактивных примесей. После промывки водой пробу почвы разделяли на 2 части: одну часть направляли на измерение активности радионуклидов, вторую часть обрабатывали (фильтрацией через колонку) насыщенным раствором CaCl₂ и выдерживали в нем 12 часов. После чего пробу промывали дистиллированной водой, фильтрат (фильтрат № 3) собрали и подвергали измерению. Результаты эксперимента приведены в таблице 2.

Таблица 2. Сводная информация об активности радионуклидов, выделенных из пробы почвы при обработке хлоридом железа, дистиллированной водой и хлоридом кальция

Радионуклид	Составляющие в колонке, Бк		% вымытой от начальной активности
	Почва после промывки раствором FeCl ₃	Фильтрат № 3 (хлорид железа+вода+хлорид кальция)	
¹³⁷ Cs	163,70	0,089	0,054
⁶⁰ Co	14,50	3,700	20,24
²⁴¹ Am	1,50	–	–
⁵⁴ Mn	0,42	0,260	38,00
⁴⁰ K	10,10	–	–
¹⁵² Eu	0,27	–	–
⁹⁰ Sr	19,90	0,980	4,90

Результаты этого опыта не подтвердили возможность эффективного удаления радионуклидов цезия и стронция из почвы растворами хлоридов железа и кальция. Извлечения цезия-137 и стронция-90 в растворы хлоридов железа и кальция было незначительным. Эффект обработки солями железа почвы с территории ПЛК промплощадки № 1 проявился на радионуклидах кобальта-60 и марганца-54.

Также был проведен эксперимент по изучению динамики активности радионуклидов в дренажных водах, образующихся в процессе естественной сушки увлажненных почв. Для проведения исследования была разработана конструкция и создан модуль (дренажная площадка). Загрязненный грунт размещался в секциях модуля в состоянии близком к исходному. Процесс изменения динамики активности радионуклидов контролировался по измерениям удельной активности воды, стекающей с дренажной площадки. Результаты спектрометрических измерений приведены в таблице 3.

Таблица 3. Гамма-спектрометрия дренажной воды из модуля

Проба воды	Удельная активность, Бк/кг						
	Cs-137	Co-60	Fe-59	K-40	Ra-226	Активность α-излучающих радионуклидов	Активность β-излучающих радионуклидов
1.	0,3	0,3	0,3	н/о	н/о	-	-
2.	0,1	н/о	н/о	0,20	0,1	0,02	0,41
Сточная вода ПЛК-1	0,072	0,0099	0,02	0,034	0,001	0,11	0,25

Видно, что активность нуклидов в дренажной воде существенно выше, чем в сточной воде промышленно-ливневой канализации.

Заключение

Опытная реабилитация участка загрязненной территории подтвердила возможность механического послойного удаления грунта. Данный способ является наиболее оптимальным с учётом объемов работ по реабилитации, характера загрязнения и распределения активности по территории и глубине грунта, географических и ландшафтных условий, материально-технических затрат.

Данные исследования показали, что загрязнение в основном сосредоточено в верхнем слое толщиной 60 см. Максимальное содержание радионуклидов наблюдалось в первом-втором срезе, в последующих – происходило снижение активности нуклидов.

При экспериментальном изучении прочности закрепления радионуклидов (цезия-137 и стронция-90) в почве с территории ПЛК установлено, что обработка грунта наиболее эффективными по литературным данным экстрагентами (растворами хлоридов железа и кальция) не очищает его. Вместе с тем, растворами хлорида железа и кальция из почвы хорошо удаляются радионуклиды кобальт-60 и марганец-54. Отсутствие обменных форм радионуклидов в почве с территории ПЛК является, вероятно, следствием «возраста» загрязнения.

Эксперимент по изучению возможности вымывания радионуклидов дренажными водами показал, что в процессе естественной сушки сильно увлажненного грунта будет наблюдаться унос радионуклидов с водой. При этом активность радионуклидов в дренажной воде не превышает уровней вмешательства.

Можно полагать, что это обусловлено равновесным распределением радионуклидов между грунтом и дренажными водами.

Полученные результаты позволяют утверждать, что загрязнение территории, прилегающей к месту проведения работ, будет незначительно.

Литература

1. Крышев А.И. и др. Оценка контрольных уровней содержания радионуклидов в почве в зависимости от целей землепользования // Тезисы докладов на МК «Радиоактивность при ядерных взрывах и авариях». – М., 2005.
2. Поляков Ю.А. Радиоэкология и дезактивация почв. – М.: Атомиздат. – 1970. – 304 с.
3. Аненков Б.Н., Юдинцева Е.В. Основы сельскохозяйственной радиологии. – М.: Агропромиздат. – 1991. – 287 с.

Разработка ПО для задач аварийного реагирования на нештатные ситуации в работе АСКРО

Маслов С.Ю., аспирант 2 года ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н. Семин Н.Н.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-22-17, эл. почта: maslov@ibrae.ac.ru

1. Введение

Методы решения задачи аварийного реагирования при нештатных ситуациях (НШС) в работе автоматизированных систем контроля радиационной обстановки (АСКРО) разрабатываются в ИБРАЭ РАН протяжении нескольких лет. В настоящее время одним из наиболее важных направлений этой работы является качественное представление данных радиационного мониторинга (РМ), поступающих как из реальных АСКРО, так и из мест проведения учебных мероприятий. Не менее важным направлением работы является оперативное оповещение дежурного персонала о любых НШС в работе АСКРО. В данной статье рассмотрены некоторые технические аспекты решения задачи аварийного реагирования.

2. Представление данных РМ при проведении учебных мероприятий

Рассмотрим общий принцип работы программного обеспечения (ПО), осуществляющего сбор, обработку, хранение и представление данных учебных мероприятий (рис. 1). Начальным звеном в работе программного комплекса служит приложение, моделирующее в реальном времени данные измерений с постов контроля. Появляющиеся в виде файлов заданного формата данные отслеживаются, обрабатываются и записываются [2] в т.н. «учебную» базу данных.

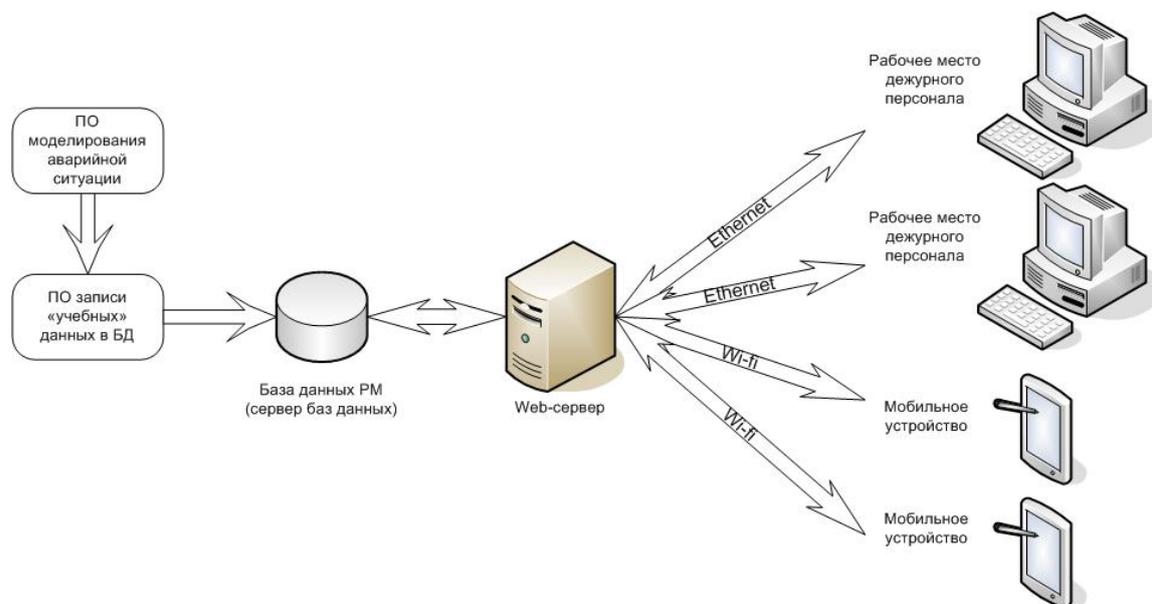


Рис.1. Схема работы ПО сбора, обработки, хранения и представления данных учебных мероприятий

Для наглядного представления «учебных» данных было разработано web-приложение, доступное пользователям как стационарных, так и планшетных компьютеров [1]. При переходе на страницу мониторинга текущих учений (рис. 2) пользователь видит расположение постов контроля на карте местности, а также список всех постов контроля с указанием актуальных (последних на данный момент) измерений.

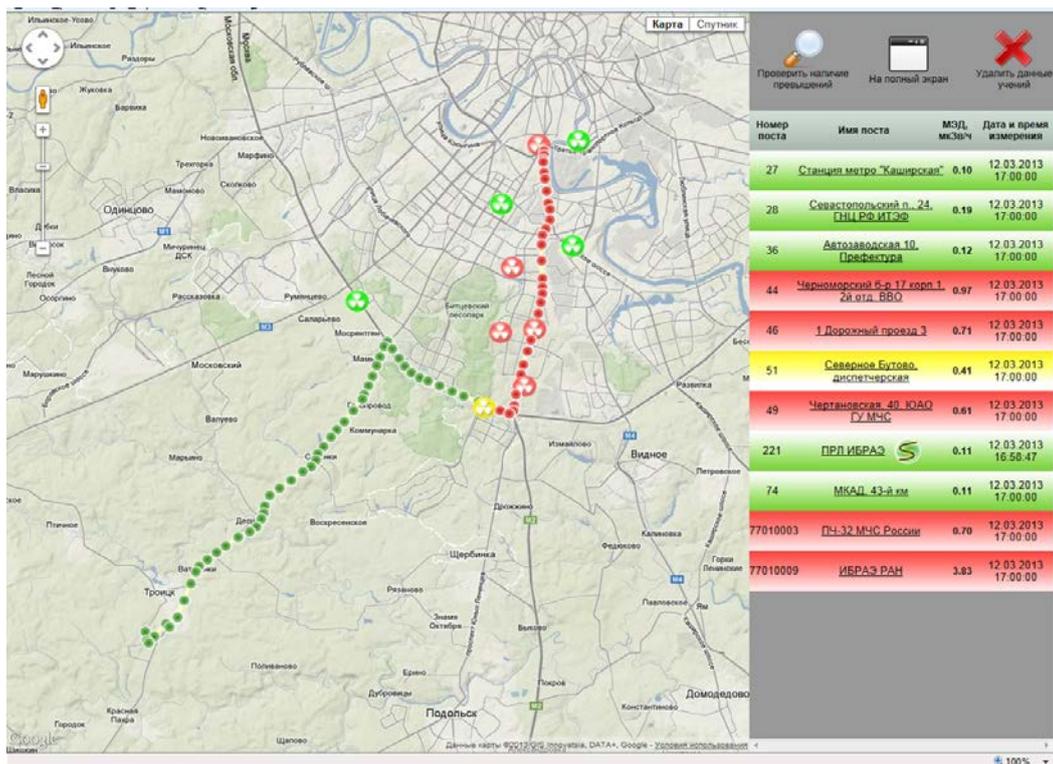


Рис.2. Страница мониторинга текущих учений

Пользователь также может посмотреть более подробную информацию по каждому посту контроля в виде таблицы и графика, отобразить журнал превышений. Кроме того, имеется функция нанесения на карту маршрута передвижной радиометрической лаборатории (ПРЛ), если таковая участвует в учениях (рис. 2). Заметим, что разработанное web-приложение успешно использовалось при проведении различных учебных мероприятий – «Арктика-2012», «НИИАР-2012» и др.

В рамках решения задачи представления данных, поступающих с учебных мероприятий, было также разработано web-приложение для отображения архива учебных мероприятий. Предполагается, что данные с ранее завершившихся учений хранятся также в специальной «учебной» базе данных, в которой каждым учением присвоен уникальный идентификатор, имя, время начала и окончания, координаты центра карты местности и другие параметры. Один из пользователей данного приложения, имеющий «права администратора», войдя на страницу просмотра архива под своей учётной записью, может выбрать любое из имеющихся в базе данных учебных мероприятий и запустить его «прокрутку» со времени начала до времени окончания (рис. 3).

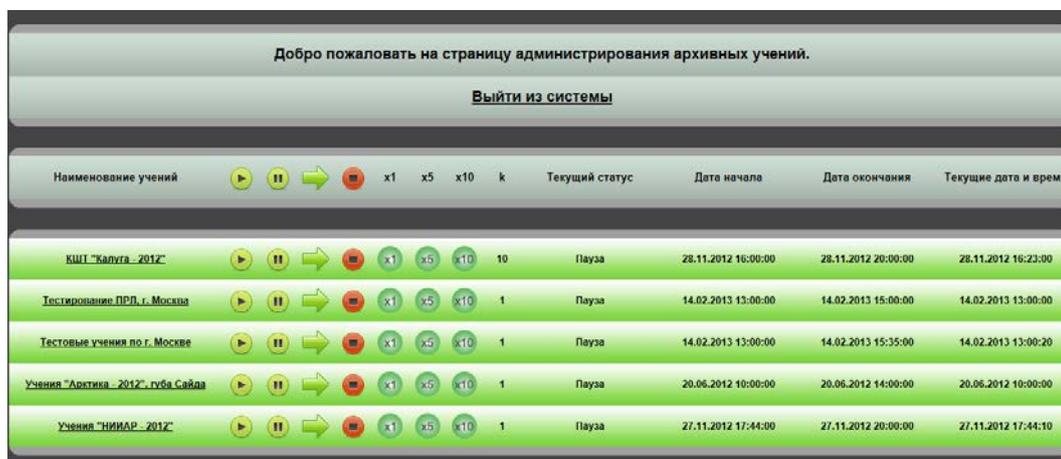


Рис.3. Страница просмотра архива учебных мероприятий

Также «администратору» доступны опции: «пауза», «продолжение прокрутки с паузы», «сброс» и изменение скорости «прокрутки» учений. Изменение скорости прокрутки удобно в том случае, если пользователям нет смысла ждать начала развития аварийной ситуации, и необходимо быстро переместиться по хронологии учений в заданный момент времени. Обычным пользователям вышеперечисленные опции недоступны, но при выборе какого-либо учебного мероприятия они переходят на страницу мониторинга выбранных архивных учений, по набору функций совпадающую с web-приложением для мониторинга текущих учений, рассмотренным выше (рис. 2).

3. Оповещение о нештатных ситуациях в АСКРО

Не менее важным аспектом решения задачи аварийного реагирования является своевременное оповещение о любых нештатных ситуациях (НШС) в работе АСКРО. Целью работы по данному направлению было создание средства автоматизированного оповещения, информирующего дежурный персонал обо всех НШС в работе АСКРО, а именно о превышениях в поступающих данных и сбоях в работе отдельных систем мониторинга. Созданное средство оповещения предназначено для оповещения дежурного персонала ТКЦ ИБРАЭ РАН. Основные параметры работы средства оповещения:

- Круглосуточное отслеживание НШС;
- Автоматическое оповещение о любых НШС посредством SMS-сообщений и подробных отчётов по электронной почте.

Структура системы оповещения показана на рис. 4.

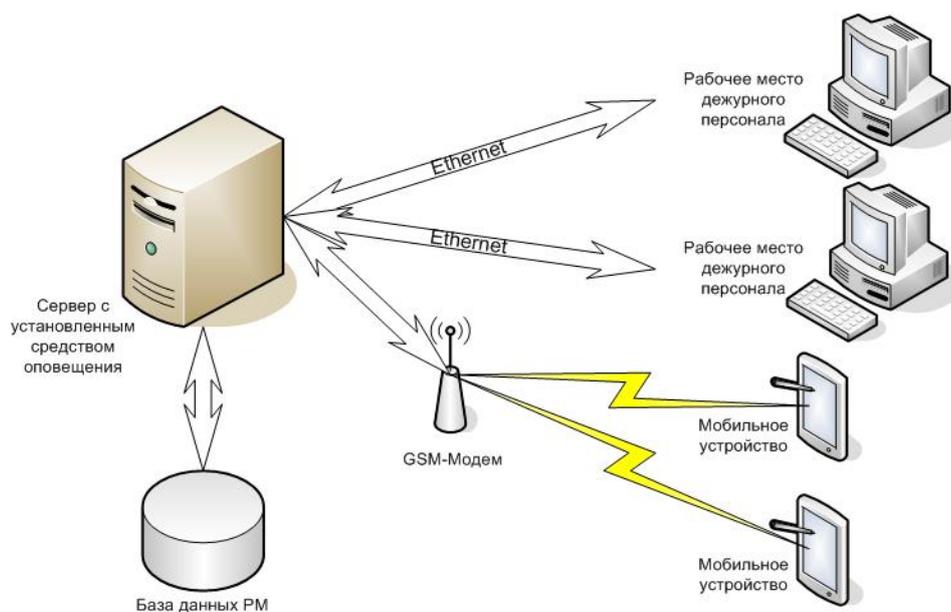


Рис. 4. Схема работы оповещения

Средство автоматизированного оповещения работает на серверном компьютере или на вспомогательном компьютере в локальной сети ИБРАЭ. Интерфейс средства оповещения изображён на рис. 5.

В верхней части окна расположен список подключенных к оповещению абонентов. Оператор может редактировать его, добавляя новых абонентов или изменяя существующую информацию. На вкладке «Настройки оповещения» оператор выставляет адрес COM-порта, на котором работает GSM-модем, период выборки данных и период автоматического опроса базы данных. После проверки всех настроек оператор запускает процедуру автоматического оповещения, которая будет работать с периодом, заданным в настройках. В списке НШС отображены все НШС за выбранный период (список подсвечен на рис. 5). Если НШС отсутствует в фильтрах оповещения по постам контроля радиационной обстановки (ПКРО) и АСКРО, то запускается процесс оповещения абонентов. Если ранее обнаруженная НШС устранена, то абоненты также оповещаются об этом событии.

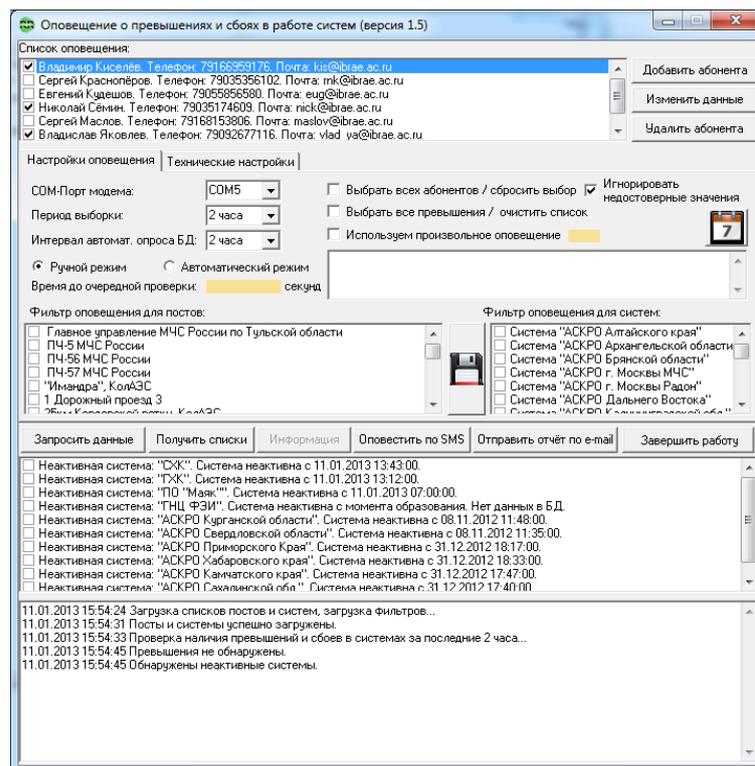


Рисунок 5. Интерфейс программы RobotReporter

Заметим, что информация обо всех НШС поступает сначала дежурному персоналу. При работе в ручном режиме дежурный устанавливает причину каждой НШС и, если необходимо, запускает процедуру оповещения по заранее заданному списку абонентов. По завершении оповещения все абоненты получают короткие сообщения на мобильные телефоны и подробные отчёты по электронной почте.

E-mail отчёт позволяет пользователю просматривать подробную информацию о НШС, в том числе и на «Сервере web-мониторинга». Доступ к серверу осуществляется при выборе гиперссылки в нижней части отчёта. После авторизации пользователь может видеть полную информацию обо всех НШС за выбранный в настройках оповещения период.

4. Заключение

В статье были рассмотрены методы решения задачи аварийного реагирования на НШС. Данная задача является составной и требует решения с различных точек зрения – как с позиции качественного представления данных РМ, так и с позиции оперативного оповещения в случае возникновения НШС. В соответствии с этим были разработаны web-приложения для представления данных учебных мероприятий, а также средство автоматизированного оповещения о НШС в работе АСКРО.

Литература

1. С. Л. Гаврилов, В. П. Киселев, С. Н. Красноперов, Е. В. Кудешов, С. Ю. Маслов, Н. Н. Семин, С. Е. Сиротинский, В. Ю. Яковлев. «Представление данных радиационного мониторинга с использованием web-GIS технологий, в том числе на мобильных устройствах и портативных компьютерах», журнал «Аппаратура и новости радиационных измерений» (АНРИ) №1, с. 2-6, 2013.
2. С. Л. Гаврилов, В. П. Киселев, Е. В. Кудешов, С. Ю. Маслов, Н. Н. Семин, С. Е. Сиротинский, В. Ю. Яковлев (ИБРАЭ РАН), П.Н. Шмаков (НПП «Доза», Зеленоград) «Разработка программного обеспечения, сбора, обработка информации территориальных систем АСКРО», журнал «Аппаратура и новости радиационных измерений» (АНРИ) №3 с. 40-44, 2010.

Экспериментальное исследование влияния снижения уровня воды в корпусе парогенератора ВВЭР на процессы теплопередачи при конденсационном режиме

Морозов А.В., Калякин Д.С., Сошкина А.С.

ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского

тел: (48439) 9-81-19, эл.почта: dkalyakin@ippe.ru

1. Введение

Существенные технологические отличия проекта «АЭС-2006» (РУ В-392М) с пассивными системами безопасности от других проектов АЭС с ВВЭР обуславливают особенности протекания аварий с течами теплоносителя из первого контура реакторной установки и отказом активной части САОЗ [1].

В случае аварии, связанной с разрывом трубопроводов первого контура и нарушением работы источников электропитания, система СПОТ обеспечивает перевод парогенераторов (ПГ) на работу в режиме конденсации пара, поступающего в трубчатку ПГ из реактора. В результате этого в активную зону поступает конденсат из парогенераторов, который обеспечивает её дополнительное охлаждение. Однако, в случае запроектной аварии возможно повреждение трубопроводов второго контура или элементов паро-конденсатного тракта СПОТ. При подобных авариях уровень в корпусе ПГ будет снижаться, что может отрицательно повлиять на величину конденсационной мощности. Для изучения работы парогенератора реактора ВВЭР в данном режиме в ГНЦ РФ-ФЭИ были проведены эксперименты на стенде ГЕ2М-ПГ.

2. Экспериментальная установка

Стенд ГЕ2М-ПГ является крупномасштабной экспериментальной установкой, предназначенной для исследования работоспособности пассивных систем безопасности, входящих в проект реактора ВВЭР нового поколения [2].

В состав стенда входят: модель парогенератора реактора ВВЭР, бак-аккумулятор пара с системой подачи пара от теплоэлектроцентрали (ТЭЦ), имитатор теплообменника СПОТ, охлаждаемый технической водой. Основное оборудование стенда связано между собой трубопроводами и оснащено запорно-отсечной арматурой. Высотные отметки размещения оборудования соответствуют проектным. Для уменьшения тепловых потерь оборудование и технологические линии теплоизолированы.

При разработке парогенератора для стенда за базовый аппарат был принят существующий парогенератор ПГВ-1000 реактора ВВЭР. Модель ПГ стенда ГЕ2М-ПГ представляет собой теплообменный аппарат с двумя вертикальными коллекторами $\varnothing 219$ мм («горячим» и «холодным»). Трубный пучок состоит из 248 горизонтальных змеевиковых труб, набранных в 62 ряда с постоянным шагом 36,5 мм по высоте коллектора. Каждый ряд состоит из 4 труб диаметром 16x1,5 мм и длиной 10,2 м. Для обеспечения стока конденсата из трубного пучка, змеевики выполнены с уклоном от центра в сторону обоих коллекторов с высотным перепадом 20 мм. Материал трубок – нержавеющая сталь Х18Н10Т. Площадь поверхности трубного пучка теплообменного аппарата, использовавшегося на стенде, в 48 раз меньше площади теплообменных трубок натурального парогенератора. Расстояние между крайними рядами трубок модели ПГ соответствует высоте трубного пучка ПГВ-1000, что обеспечивает штатный режим конвекции воды в объёме межтрубного пространства.

На рисунке 1 приведена технологическая схема стенда ГЕ2М-ПГ с обозначением вспомогательных систем, обеспечивающих проведение опытов. В их состав входят: система поддержания давления и система сбора конденсата из «горячего» и «холодного» коллекторов модели парогенератора [3].

Система поддержания давления стенда ГЕ2М-ПГ предназначена для обеспечения постоянства теплофизических параметров при проведении экспериментов. В ходе проведения экспериментов проводилась регулировка расхода пара из бака БЗ в конденсатор-теплообменник. Использование данной системы позволяло поддерживать в ходе опытов давление с точностью ± 10 кПа.

Во время проведения экспериментов измерялась конденсационная мощность модели ПГ. Данная величина определялась во время опытов как по показаниям вихревого расходомера пара Метран-332 на входе в парогенератор, так и прямыми измерениями количества образующегося в трубчатке ПГ конденсата, с помощью входящей в состав стенда системы сбора конденсата.

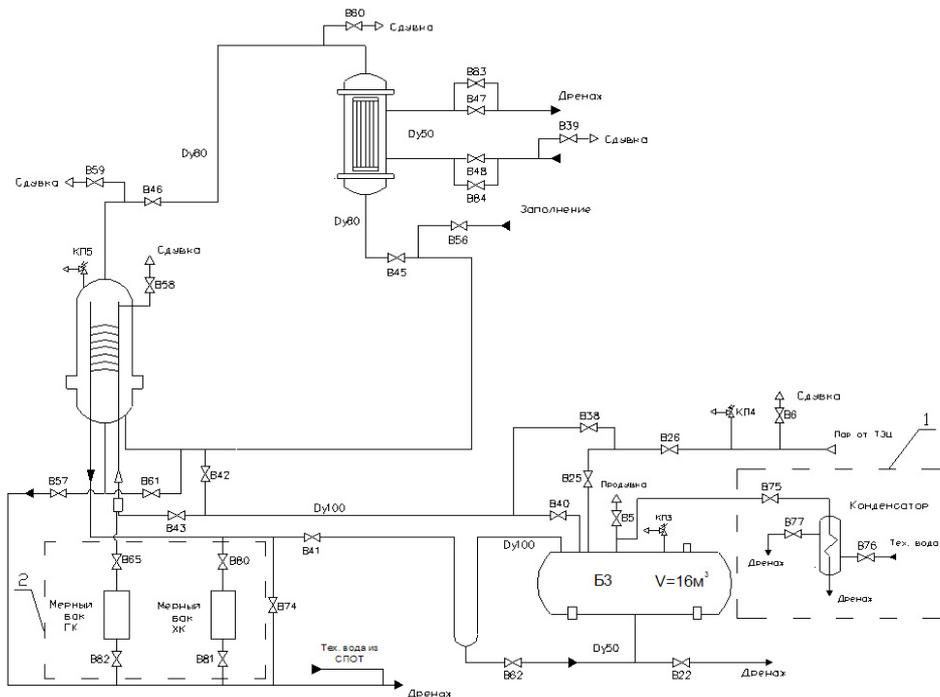


Рис. 1. Технологическая схема стенда GE2M-ПП.
1 – система поддержания давления, 2 – система сбора конденсата

Контрольно-измерительные приборы, установленные на стенде, позволяли при проведении опытов регистрировать основные теплофизические параметры установки. К их числу относятся:

- давление среды первого контура на входе в стенд, в баке БЗ, на входе в модель ПГ;
- давление среды второго контура на выходе из модели ПГ и на входе в имитатор СПОТ;
- перепад давлений между первым контуром (на входе в «горячий» коллектор) и вторым контуром (на выходе из модели ПГ);
- температура среды первого контура на входе на стенд и на линии подачи пара в БЗ;
- температуру среды второго контура на выходе из модели ПГ, на входе/выходе имитатора теплообменника СПОТ, входе в ПГ;
- температура технической воды третьего контура на входе/выходе из трубочки имитатора теплообменника СПОТ;
- перепад температур между «горячим» и «холодным» коллекторами ПГ, а также между первым и вторым контурами стенда (дифференциальные термопары);
- расходы среды первого контура (пар) на входе в модель ПГ, третьего контура (вода) на входе в имитатор СПОТ, а также общий расход пара от ТЭЦ;
- уровень воды в баке БЗ, в модели ПГ, в гидрозатворе первого контура, а также в опускном участке трубопровода второго контура.

Основной вклад в погрешности измерений теплофизических параметров вносила погрешность используемых измерительных приборов. Приведённая погрешность каналов измерения температуры составляет 0,81%. Приведённая погрешность каналов измерения давления и уровня составляет 0,3%. Погрешность измерения расхода пара в первом контуре определяется погрешностью вихревого счетчика пара «Метран-332» и составляет 1,5%.

3. Методика проведения опытов

В начале эксперимента проводилось заполнение модели ПГ водой и прогрев стенда. Модель ПГ заполнялась холодной водой до уровня на 0,5 м выше его трубочки. Затем открывалась арматура и пар с заданным давлением при соответствующей температуре насыщения начинал поступать в объем бака БЗ. Одновременно с этим, осуществлялась периодическая сдвух паро-воздушной смеси из объема бака БЗ в атмосферу. После прогрева бака и имеющейся в нем воды до температуры насыщения, контролируемой по показаниям термопар в баке, открывался клапан В43 и пар начинал поступать в трубный пучок парогенератора. Для удаления воздуха из объема трубочки происходило его стравливание через

воздушники, установленные в верхних точках коллекторов. При прогреве парогенератора по показаниям термопар, размещенных внутри корпуса, а также датчиков давления, контролировались параметры среды второго контура. После нагрева воды в объеме модели ПГ до температуры 100 °С начинался процесс кипения. Образующийся пар поступал в трубопроводы второго контура. Охлаждаясь на холодных стенках труб и трубчатке имитатора СПОТ пар конденсировался, а образующийся конденсат возвращался в модель ПГ. В процессе прогрева происходило периодическое стравливание паро-воздушной смеси в атмосферу, что позволяло гарантировать в верхней части модели ПГ только паровую среду. Прогрев стенда происходил до установления во втором контуре ПГ стационарных параметров среды.

Перед началом проведения эксперимента открывали вентиль В41 и образовывался контур циркуляции. После этого открывались вентиля на контуре технической воды и начиналась ее циркуляция через имитатор теплообменника СПОТ. Устанавливался необходимый для создания заданной конденсационной мощности расход воды. Контроль над величиной расхода осуществлялся по показаниям расходомера. Появление расхода холодной воды обуславливало увеличение конденсации пара во втором контуре, что приводило к снижению давления (температуры) второго контура. После выхода парогенератора на заданные параметры, производилась выдержка стенда в стационарном состоянии, которое определялось постоянством давления сред первого и второго контуров стенда и стационарностью теплового баланса между контурами стенда.

Через время не менее 1800 с начинался перевод стенда в следующее стационарное состояние, определяемое уровнем воды в межтрубном пространстве ПГ. Для слива воды из ПГ открывался дренажный вентиль. Слив воды осуществлялся до необходимого уровня в парогенераторе. После достижения уровнем необходимой отметки, дренажный вентиль закрывался. Начинался переходной режим, в течение которого стабилизировались основные параметры стенда. Основным критерием перехода стенда в стационарное состояние являлось постоянство величины температурного напора (разности давлений) между средами 1 и 2 контуров. Стабилизация данной величины означало, что стенд перешел в следующее стационарное состояние. Аналогичным образом происходил дальнейший ход эксперимента.

4. Экспериментальные результаты

Согласно методике, описанной выше, в эксперименте был получен ряд стационарных состояний (С1 - С8), характеризующихся разными величинами уровня воды в корпусе ПГ и температурными напорами между контурами. При переходе с одного стационарного состояния в другое стенд находился в переходных режимах, длительность которых определялась временем слива теплоносителя из парогенератора и последующим временем стабилизации температурного напора между контурами. Основные параметры эксперимента, приведены в таблице.

Таблица 1. Основные параметры эксперимента

Номер режима	Уровень воды в модели ПГ, м	Временной интервал, с	Конденсационная мощность модели парогенератора, кВт	Давление среды 1 контура, МПа	Температурный напор, °С
С1	3,62	1187-1787	145,8	0,360	2,9
С2	3,16	3322-3922	144,1	0,360	3,0
С3	2,71	5767-6367	142,1	0,359	3,2
С4	2,27	8379-8979	142,6	0,359	3,6
С5	1,84	10974-11574	139,1	0,360	4,7
С6	1,62	13101-13701	138,3	0,359	5,1
С7	1,52	15165-15765	137,0	0,360	5,8
С8	1,41	17404-18004	132,8	0,360	7,2

На рисунке 2 показано изменение уровня в модели парогенератора в ходе всего опыта. Из рисунка видно что, уровень в корпусе ПГ в эксперименте был снижен с отметки в 3,62 м, что соответствует 62 залитым водой рядам теплообменных трубок, до отметки в 1,41 м, что соответствует шести рядам труб, находящихся под уровнем жидкости. На рисунке 3 представлено изменение конденсационной мощности

ПГ в ходе опыта. Из графика можно увидеть, что, несмотря на то, что площадь теплообменной поверхности изменилась более чем в 10 раз, конденсационная мощность снизилась только на 9%.

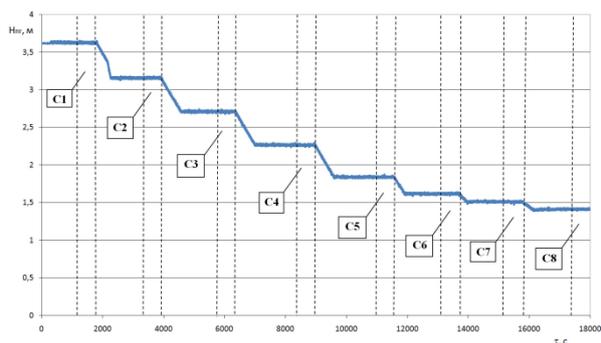


Рис. 2. Изменения уровня в модели ПГ в эксперименте

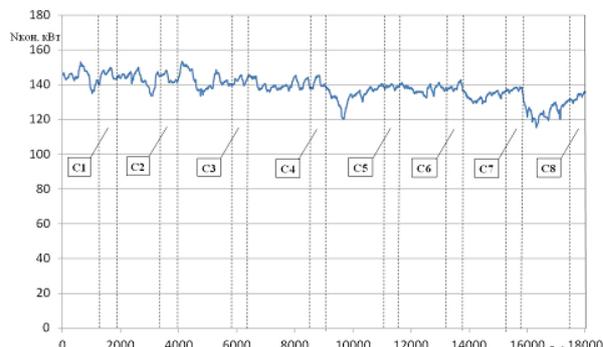


Рис. 3. Изменение конденсационной мощности модели ПГ в эксперименте

Таким образом, результаты проведенных исследований показали, что ПГ работая в конденсационном режиме, обладает достаточно большой устойчивостью к снижению уровня теплоносителя во втором контуре. Установлено, что уменьшение теплообменной поверхности в 10 раз, т.е. уменьшение количества работающих рядов теплообменных труб с 62 до 6 приводит к снижению конденсационной мощности только на 9%.

Причиной этого является наличие в системе парогенератор – теплообменник СПОТ отрицательных обратных связей. Изменение уровня воды в ПГ, приводившее к уменьшению площади теплообменной поверхности, вызывало снижение расхода пара в трубчатку, что вело к уменьшению величины давления второго контура. Это, в свою очередь, приводило к увеличению температурного напора между 1 и 2 контурами стенда. Данное изменение компенсировало снижение площади теплообменной поверхности и привело к практически постоянной величине конденсационной мощности.

5. Заключение

На крупномасштабном стенде ГЕ2М-ПГ проведено исследование конденсационного режима работы парогенератора ВВЭР проекта «АЭС-2006» в случае снижения уровня воды в корпусе парогенератора. В результате выполненных экспериментов была получена зависимость изменения конденсационной мощности от уровня залива модели парогенератора. Установлено, что уменьшение теплообменной поверхности в 10 раз приводит к снижению конденсационной мощности только на 9%. Это происходит за счет наличия в системе отрицательных обратных связей, которые поддерживают конденсационную мощность на начальном уровне.

Полученные результаты позволяют сделать вывод о достаточно большой устойчивости парогенератора ВВЭР, работающего в режиме конденсации пара, к снижению уровня теплоносителя во втором контуре.

Благодарности

Работа выполнена при поддержке Совета по грантам Президента РФ – грант МК-133.2012.8.

Литература

1. А.С. Коршунов, Г.С. Таранов. Использование пассивных технологий обеспечения безопасности в проекте НВАЭС-2. Пути совершенствования пассивных технологий для исключения тяжёлых аварий // Сборник докладов 6-ой международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». Москва, 2008.
2. А.В. Морозов, О.В. Ремизов, А.А. Цыганок, Д.С. Калякин. Исследование влияния неконденсирующихся газов на работу парогенератора ВВЭР в конденсационном режиме на крупномасштабном стенде // Сборник трудов 17-ой ядерной конференции тихоокеанского бассейна, г. Канкун, Мексика, 2010.
3. А.В. Морозов, Д.С. Калякин. Использование метода стационарных состояний для исследования влияния неконденсирующихся газов на работу модели парогенератора ВВЭР в режиме конденсации пара // Сборник трудов 13 научной школы молодых учёных ИБРАЭ РАН, Москва, 2012.

Анализ подходов к определению периода потенциальной опасности РАО

Мызникова О.Г., м.н.с. ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н., зав. отделением ИБРАЭ РАН Уткин С.С

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 955-23-43, e-mail: omyz@ibrae.ac.ru

1. Введение

В соответствии с нормативной правовой базой Российской Федерации в области обращения с радиоактивными отходами (РАО), период *потенциальной опасности РАО определяется как срок, в течение которого уровни радиоактивности радиоактивных отходов снижаются до показателей, при которых не требуется радиационный контроль* [1].

Значение периода потенциальной опасности в конечном итоге определяет эволюцию объекта, содержащего РАО: если существует возможность обосновать безопасность на весь этот срок, осуществляется закрытие; в противном случае принимается промежуточное решение – консервация.

В практическом плане эксплуатирующим организациям необходимо обосновать пути перевода проблемных объектов «ядерного наследия» в целевое состояние (пункт размещения особых РАО, пункт консервации особых РАО, пункт захоронения РАО), что означает обоснование долговременной безопасности этих объектов, либо доказательство того, что РАО выгоднее извлечь.

Возникает вопрос, что понимать под «долговременностью» безопасности.

2. Оценка ситуации в России

Из определения периода потенциальной опасности следует, что ключевой фактор – снятие с радиационного контроля. В рамках санитарно-гигиенического законодательства урегулирован вопрос снятия с радиационного контроля только материалов и изделий. Для них устанавливаются специальные значения удельной активности неограниченного использования [2]. Эти значения были получены при анализе референтных сценариев обращения с этими материалами и поэтому неприменимы к объектам, содержащим РАО, для которых пути воздействия на человека принципиально иные.

Для объектов, содержащих РАО в нормативных документах [3, 4] присутствует косвенная информация по продолжительности мониторинга и периода потенциальной опасности, однако прямых указаний по снятию с радиационного контроля нет.

В этих условиях можно консервативно предположить, что радиационный контроль не требуется там, где не применяются Нормы радиационной безопасности [5]: «1.4. Требования Норм не распространяются на источники излучения, создающие при любых условиях обращения с ними:

- индивидуальную годовую эффективную дозу не более 10 мкЗв; и

- коллективную эффективную годовую дозу не более 1 чел.-Зв, либо когда при коллективной дозе более 1 чел.-Зв оценка по принципу оптимизации показывает нецелесообразность снижения коллективной дозы.»

Отметим, что, судя по приведенным значениям, этот подход используется и в работе [6] для полигона захоронения ОНАО СевРАО.

Таким образом, можно констатировать отсутствие единого рекомендованного подхода в вопросе определения периода потенциальной опасности РАО и прогнозировать разночтения при утверждении локальных стратегий обращения с РАО на предприятиях в части обоснования статуса объектов, содержащих РАО.

Рассмотрим, как этот вопрос решается за рубежом.

3. Подходы, используемые в мировой практике обращения с РАО

3.1. Радиотоксичность

Довольно распространенным подходом к описанию опасности объекта, содержащего РАО или ОЯТ, является определение величины его радиотоксичности (RT, Зв) [7], учитывающей биологические последствия воздействия ионизирующего излучения при ее поступлении в организм человека:

$$RT = Fd RA,$$

где RA [Бк] – это суммарная активность РАО, а Fd (Зв/Бк) – дозовый коэффициент.

Шведский национальный оператор по обращению с РАО SKB использовал этот подход для пункта глубинного захоронения ОЯТ в Форшмарке [8]. Динамика изменения радиотоксичности объекта сравнивалась с радиотоксичностью природного урана (рис. 1), в связи с чем период потенциальной опасности пункта захоронения составил около 1 млн. лет.

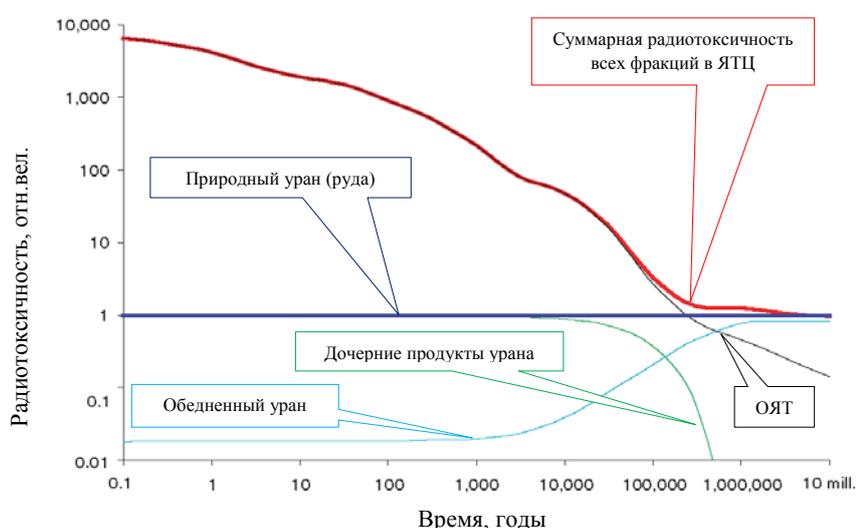


Рис. 1. Радиотоксичность урановой руды (горизонтальная линия) в сравнении с радиотоксичностью произведенного из него ядерного топлива, направляемого на захоронение

Вместе с тем необходимо отметить, что определение периода потенциальной опасности с использованием концепции радиотоксичности имеет свои ограничения, связанные, в первую очередь, с чрезвычайной консервативностью получаемых результатов [9].

3.2. Потенциал радиологической опасности

В рамках подхода, применяющегося Управлением по выводу из эксплуатации ЯРОО (Великобритания) для сравнения потенциальной опасности объекта, содержащего радиоактивные вещества, на разных стадиях процесса вывода из эксплуатации, используется концепция *потенциала радиологической опасности* (radiological hazard potential, RHP) [10]. Несмотря на то, что она направлена на качественное сравнение опасности одного и того же объекта до и после проведения реабилитационных работ (рис.2), ее также частично можно использовать для определения периода потенциальной опасности РАО.

При расчете RHP учитывается: суммарная активность, находящаяся в объекте (Inventory); агрегатное состояние РАО (Form Factor); сложность перевода в безопасное состояние (Control Factor). В итоге:

$$RHP = (Inventory * Form Factor) / Control Factor$$

В качестве Inventory используется величина, называемая потенциал поглощаемой токсичности (Ingestion Toxic Potential, ИТР). Ее физический смысл - это объем воды, который необходим для разбавления материала до безопасной для использования в качестве питьевой воды концентрации.

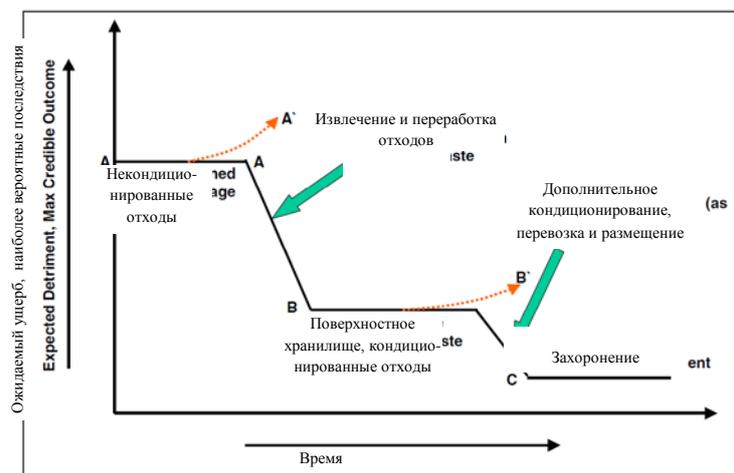


Рис. 2. Изменение потенциальной опасности отходов при обращении с ними

Показатель Form Factor зависит от агрегатного состояния материала и характеризует, какая часть основного объема материала высвободится, если на короткое время (около 1 дня) будет полностью утрачена защитная оболочка. Диапазон табличных значений: от 1 для жидкостей и газов до 10^{-6} для твердых веществ.

Показатель Control Factor зависит от физических, химических и радиологических характеристик веществ (тепловыделение, коррозионная стойкость, горючесть, химическая стабильность - особенно по отношению к воздействию воздуха и воды, энергия Вигнера, критичность, реактивность) и характеризует время, в течение которого радиоактивный материал можно оставить без наблюдения и других вмешательств, при этом сохраняя уверенность, что защитная оболочка будет находиться в исправном состоянии. Выбираемый период времени будет, очевидно, зависеть не только от свойств материала, но и от способа захоронения.

Подробнее с этим подходом можно ознакомиться в [10].

4. Выводы и предложения

Для определения периода потенциальной опасности РАО необходимо рассмотреть динамику изменения воздействия объекта на человека (и, при необходимости, окружающую среду) вплоть до момента снижения этого воздействия до приемлемого уровня. Без введения упрощающих предположений это чрезвычайно сложная и многофакторная задача.

Наиболее простой и консервативный подход - определение периода потенциальной опасности как срока, за который концентрация радиоактивных веществ, содержащихся в РАО, снизится до приемлемого уровня (например, минимально значимая удельная активность; удельная активность, при которой допускается неограниченное использование материалов; уровень вмешательства). По сути, для проведения расчетов ничего, кроме информации о радионуклидном составе и начальной активности, не требуется.

Следующий по сложности подход - это использование существующих программных средств для расчета миграции радионуклидов в геосфере [11]. Период потенциальной опасности в данном случае трактуется как срок, после которого дозовая нагрузка на население от объекта гарантированно не превышает установленную норму. Расчеты выполняются в условиях неопределенностей, связанных с необходимостью определения значений большого количества параметров, характеризующих систему, которые существенно варьируются в зависимости от большого количества свойств самого объекта (вида и формы нахождения РАО, типа захоронения и др.), а также характеристик региона расположения (например, характер использования территории, рацион питания населения и т.п.). При отсутствии данных или невозможности их измерения допускается использование табличных значений параметров, которые являются максимально усредненными и максимально консервативными. Этот подход также консервативен, но более корректен по сравнению с предыдущим и в принципе может быть реализован предприятиями самостоятельно.

Третий подход – использование в качестве меры приемлемого уровня воздействия природные аналоги, характерные для конкретной местности. Он может оказаться более «щадящим» с точки зрения длительности периода потенциальной опасности, но вследствие своей объектной ориентированности более трудоемок с точки зрения экспериментальных исследований и обоснования корректности расчетов.

Совершенно иной подход целесообразно использовать в случае, если на площадке присутствует несколько объектов, каждый из которых представляет потенциальную опасность (например, это актуально для ФГУП «ПО «Маяк»). Степень воздействия каждого из ЯРОО можно характеризовать потоком (Бк/год) радиоактивных веществ в окружающую среду. Направление этих потоков в каждой точке в основном зависит от направления движения поверхностных и грунтовых вод (а в какой-то степени от направления ветра), а величина – от запаса активности и характеристик барьеров безопасности. Каждый i -ый источник загрязнения будет вносить свой вклад в суммарную величину потока: $\bar{Q}_\Sigma(\vec{r}, t) = \sum_i Q_i(\vec{r}, t)$. В итоге совокупное воздействие будет представлять собой некоторый

функционал, меняющийся в том числе в зависимости от различных инженерно-технических мероприятий, направленных на повышение безопасности объектов, а период потенциальной опасности будет рассматриваться как срок, за который потенциально возможный поток радионуклидов с промплощадки сократится до уровня, например, допустимых сбросов.

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. 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).
3. 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).
4. Руководство по безопасности РБ-011-2000 "Оценка безопасности приповерхностных хранилищ радиоактивных отходов" (утв. постановлением Госатомнадзора РФ от 29 декабря 2000 г. N 19).
5. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09 "Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009" (утв. постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 7 июля 2009 г. N 47).
6. Усовершенствование законодательного регулирования в области радиационной защиты и охраны окружающей среды при проведении реабилитационных работ в местах расположения объектов ядерного наследия на северо-западе России. Окончательный отчет по работам, выполненным ФМБА и НРПА в 2007 г. - Sneve M K, Kiselev M, Kochetkov O. Regulatory improvements related to the radiation and environmental protection during remediation of the nuclear legacy sites in North West Russia. Final report of work completed by FMBA and NRPA in 2007. StralevernRapport 2008:8. Osteras: Norwegian Radiation Protection Authority 2008. Sprak: engelsk. <http://www.nrpa.no/dav/437e5dd894.pdf>
7. Nuclear spent fuel management scenarios. Status and assessment report. Dufek J, Arzhanov V, Gudowski W. Department of Nuclear and Reactor Physics, Royal Institute of Technology, June 2006
8. Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark Main report of the SR-Site project. Svensk Kärnbränslehantering AB, March 2011.
9. M. Apted, J. Kessler, M. Nutt, M. Kozak, A. Orrell, A. Sowder. «Radiotoxicity Index»: An Inappropriate Discriminator for Advanced Fuel Cycle Technology Selection. Final Proceedings of the Waste Management - 2012 Conference, February 26 - March 1, 2012, Phoenix, AZ, USA
10. Nuclear Decommissioning Authority. The Radiological Hazard Potential: A Progress measure for Nuclear Cleanup.(No EGR009), NDA(2006).
11. Мезенцев И. А., Короткина О. А. «Сравнительный анализ результатов расчёта безопасности пункта захоронения РАО с использованием кода MASCOT», Сборник Трудов XII Научной Школы Молодых Учёных ИБРАЭ РАН. 28-29 апреля. Москва 2011г., с.с.113-116.

Применение программного кода TIME для исследования пространственной кинетики реакторов на быстрых нейтронах

Панова И.С., аспирант 1 года ИБРАЭ РАН

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

Введение

Для проведения расчетных экспериментов по исследованию кинетики реакторов на быстрых нейтронах в ИБРАЭ РАН была разработана программа TIME. Она предназначена для решения нестационарных уравнений переноса нейтронов в трехмерной гексагональной геометрии в мало- и многогрупповом диффузионных приближениях с учетом спектра запаздывающих нейтронов и наличия источника внешних нейтронов. Программа имеет модульную структуру и содержит инструменты, ответственные за формирование модели реактора, оценку эффективности стержней СУЗ на основе многогруппового стационарного решения, расчет стартового стационарного состояния, решение нестационарной задачи при вводе в реактор положительной и отрицательной реактивностей, а также решение обратных уравнений кинетики. Нестационарная задача в программе TIME решается несколькими методами: тремя вариантами квазистатического приближения, улучшенным квазистатическим приближением, при котором используются уравнения точечной кинетики; непосредственным пространственным решением нестационарной задачи, а также двумя способами решения ОРУК.

Особенности решения пространственной задачи в программном коде TIME

Использование диффузионного приближения справедливо при изотропном или линейно-изотропном распределении нейтронов, т.е. ограничивается наличием сильного поглотителя и резким изменением свойств среды на расстояниях, сопоставимых со средней длиной свободного пробега нейтрона. В области высоких энергий сечения поглощения обычно малы. Типичные средние длины свободного пробега нейтронов в быстрых реакторах значительно больше, чем в тепловых, что обеспечивает хорошую взаимосвязь отдельных областей активной зоны. Из-за малых размеров твэлов и элементов конструкции, на расстояниях, сопоставимых со средней длиной свободного пробега, большие зоны реактора можно рассматривать как однородные. Эти предпосылки обосновывают использование диффузионной теории для расчетов нестационарных процессов в быстром реакторе [1].

В алгоритмах пространственной нестационарной задачи особого внимания заслуживает нормировка нейтронного поля на мощность. В виду того, что мощность, полученная в результате решения стационарной задачи и нестационарной задачи для невозмущенного состояния реактора, должна быть постоянной, в программу введено два условных нормирующих параметра. Первый параметр k_{kr} учитывает поправку результатов расчетов на «некритичность» критического реактора, так как эффективный коэффициент размножения нейтронов k_{ef} из условно-критической задачи всегда отличен от единицы при обчетах реально существующих критических состояний. Эта коррекция отражает погрешности моделирования реального объекта, использования численных методов решения и т.д. [2].

Параметр k_s учитывает долю нейтронов внешнего источника в общем числе нейтронов деления

$$k_s = k_{kr} \left(1 + \frac{\langle \phi^+ Q \rangle}{\langle \phi^+ F \phi \rangle} \right),$$

причем для реактора с источником $k_s > k_{kr}$. Таким образом, нормируя функцию

$\phi(t)$ на желаемую мощность, в результате итерационного процесса можно определить величину k_s , которая и обеспечивает устойчивое значение мощности при переходе расчета от стационарной задачи к нестационарной задаче для невозмущенного реактора.

Сравнивая различные методы решения нестационарной задачи, можно сказать, что непосредственное решение пространственных нестационарных уравнений переноса нейтронов без перехода к их

упрощенной форме, лучше согласуется с экспериментальными данными.

К преимуществам пространственной кинетики можно отнести:

- возможность непосредственных наблюдений за изменением локальных характеристик;
- отслеживание эффективных долей запаздывающих нейтронов, времени генерации мгновенных нейтронов, концентраций предшественников запаздывающих нейтронов без перехода к рассмотрению асимптотического решения [3];
- отсутствие необходимости расчета условно-критической задачи и её собственного значения, соответствующие строго критическому состоянию реактора, которое экспериментально не существует при нестационарных процессах [4].

Результаты расчетных экспериментов

При помощи программного кода TIME было рассмотрено влияние ввода реактивности на долю запаздывающих нейтронов каждой группы. Результаты расчета показали, что при вводе положительной реактивности доля групп нейтронов с малым периодом полураспада (1 сек и менее, что соответствует последним трём группам) возрастает, в то время, как доля остальных групп – убывает. Соответственно, при вводе отрицательной реактивности поведение доли короткоживущих групп имеет убывающий характер и возрастающий – для долгоживущих групп. Таким образом, короткоживущие группы запаздывающих нейтронов быстрее реагируют на изменение параметров и отслеживают рост мощности реактора. Подобное перераспределение концентраций предшественников запаздывающих нейтронов приводит к тому, что мгновенная доля запаздывающих нейтронов при вводе положительной реактивности существенно уменьшается, при вводе отрицательной реактивности – растёт. Таким образом, можно сформулировать условие разгона реактора: если доля запаздывающих нейтронов, появляющихся от распадов их предшественников, стремится к нулю, то такой реактор разгоняется на мгновенных нейтронах.

Из-за изменения доли запаздывающих нейтронов при вводе в реактор возмущения, эффективность органов регулирования зависит от времени их ввода в реактор, а также от условий, предшествующих этому движению.

Исследуя влияние скорости ввода стержней СУЗ на их эффективность, моделировалось быстрое (за 5 с) и медленное (за 50 с) введение стержней СУЗ в реактор. График изменения реактивности после остановки их движения представлен на рис. 1. На момент остановки стержней внесенная реактивность тем больше, чем быстрее вводился стержень. Однако со временем проявляется влияние запаздывающих нейтронов, и реактивность при более медленном вводе органов регулирования становится больше. Т.к. конечные значения реактивности для обоих случаев совпадают, то можно сделать вывод, что асимптотика некоторых нестационарных процессов в реакторах на быстрых нейтронах определяется асимптотикой процессов на запаздывающих нейтронах и составляет сотни секунд.

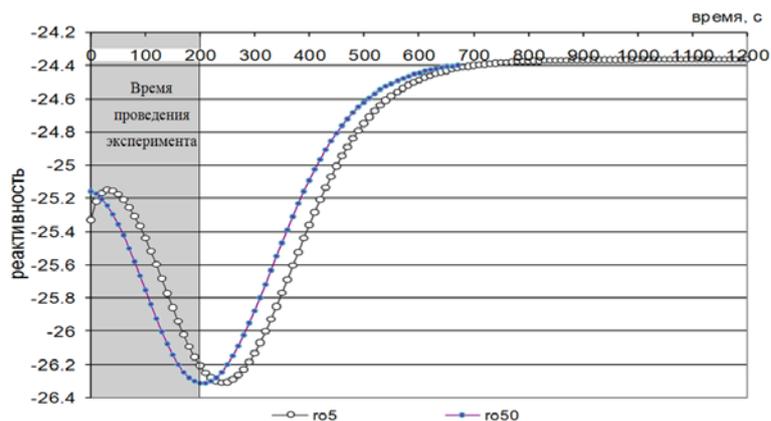


Рис. 1. Графики изменения реактивности после окончания движения трех групп стержней СУЗ при их различной скорости ввода

Срабатывание аварийной системы в работающем реакторе, как правило, происходит не из стационарного состояния. В связи с этим был проведен расчет эффективности стержня СУЗ, сброшенного из стационарного состояния, и того же стержня СУЗ при введении в реактор положительной реактивности, осуществленного при помощи другого стержня СУЗ. Графики изменения реактивности представлены на рис. 2. Из рисунка видно, что во втором случае эффективность стержня СУЗ меньше. Результаты исследования отклонений эффективности одного и того же стержня СУЗ от величины вводимой положительной реактивности представлены в таблице 1. Такие изменения свидетельствуют о несоблюдении свойства коммутативности по отношению к реактивности. Т.е. переход из одного состояния в другое, характеризуемый какой-то реактивностью, при обратном процессе может быть охарактеризован другим ее значением.

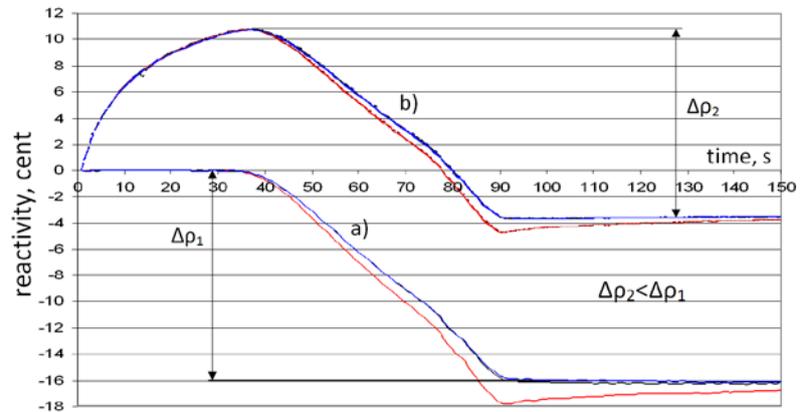


Рис. 2. Графики изменения реактивности при измерении эффективности стержней СУЗ при различных состояниях реактора, предшествующих движению стержня: а) падение стержня из стационара, б) падение стержня после предварительного разгона

Таблица 1. Отклонения эффективности стержня СУЗ, измеренного при предварительном разгоне реактора и из стационарного состояния

Величина положительной реактивности, \$	Отклонение эффективности, %
0,10	4
0,20	7
0,90	15

Для расчета эффективности органов регулирования особое внимание следует уделить координатам внесения возмущения в реактор. Исходя из принципа консервативности, ввод реактивности необходимо моделировать в точках, имеющих самое нестабильное (неблагоприятное) во времени поведение.

Из теории реактора известно, что решение нестационарной задачи переноса нейтронов в общем случае имеет вид ряда $\varphi(r, E, \Omega, t) = \sum_j \varphi_j(r, E, \Omega, t) e^{s_j t}$, где множество чисел s_j составляет спектр

собственных значений уравнения переноса. Так как s_0 - наибольшее по вещественной части значение среди всех s_j , то с течением времени (в асимптотике) все высшие гармоники $\varphi_j(r, E, \Omega)$ временного разложения в ряд затухнут, и поток нейтронов приобретет асимптотическую форму неизменного во времени «фундаментального» распределения $\varphi_0(r, E, \Omega)$, экспоненциально меняющего только свою амплитуду во времени $\varphi_{ac}(r, E, \Omega, t) = \varphi_0(r, E, \Omega, t) e^{s_0 t}$ при $t \rightarrow \infty$ [4].

Соответственно, конкретному значению s_0 поток нейтронов будет затухать во времени ($s_0 < 0$), расти ($s_0 > 0$) или оставаться постоянным ($s_0 = 0$).

В программе ТИМЕ имеется возможность оценить форму следующей, наиболее медленно спадающей из всех оставшихся, гармоники (первой), график которой представлен на рис. 3.

Видно, что первая гармоника является знакопеременной и имеет максимум и минимум в областях наибольших градиентов нулевой гармоники внутри границ активной зоны. Вероятно, что, используя области экстремумов первой гармоники, можно оценить области реактора, возмущение в которых обеспечит наиболее длительный выход в асимптотическое состояние.

Поиск второй гармоники показал, что она имеет меньшую амплитуду и быстро затухает. Частично это объясняется малыми размерами модели реактора.

В дальнейшем планируется провести исследования по влиянию первой гармоники на пространственную кинетику реактора больших размеров.

Заключение

В работе даны сведения о программном коде TIME и его применении к исследованию кинетики реакторов на быстрых нейтронах. Имеющийся алгоритм решения пространственной нестационарной задачи позволяет на базе безреактивного пространственного решения, проследить за изменениями локальных характеристик реактора.

Проведенные расчеты показали, что роль запаздывающих в кинетике реакторов на быстрых нейтронах в отличие от тепловых реакторов существенно влияют на нестационарные процессы. Это проявляется в том, что:

- изменяются эффективные параметры кинетики реактора, такие как эффективная доля запаздывающих нейтронов и время жизни мгновенных нейтронов;
- асимптотика нестационарных процессов в быстром реакторе определяется асимптотикой процессов на запаздывающих нейтронах и может составлять сотни секунд;
- при использовании штатных методов измерения эффективности стержней СУЗ (методом сброса стержня) на эффективность стержня влияют условия, предшествующие его сбросу. При предварительном разгоне реактора при помощи другого стержня, эффективность измеряемого стержня уменьшается. Это связано с разными конечными (асимптотическими) состояниями реактора в таких измерениях;
- последнее обстоятельство указывает на несоблюдение свойства коммутативности по отношению к реактивности. Таким образом, переход из одного состояния в другое, характеризуемый какой-то реактивностью, при обратном процессе может быть охарактеризован другим ее значением. Это говорит о необходимости переходить в расчетах к решению уравнений пространственной кинетики и рассчитывать непосредственно измеряемые параметры, и когда-то отказаться от понятия реактивности.

Литература

1. Джадд А. Реакторы размножители на быстрых нейтронах. М.: Энергоатомиздат, 1984.
2. Селезнев Е.Ф. «Некритичность» критического реактора». ВАНТ Сер. Физика и техника ядерных реакторов, М., вып.1, 1999.
3. Белл Д., Глестон С. Теория ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1974.
4. Фейнберг С.М., Шихов С.Б., Троянский В.Б. Теория ядерных реакторов, М., Атомиздат, 1978.

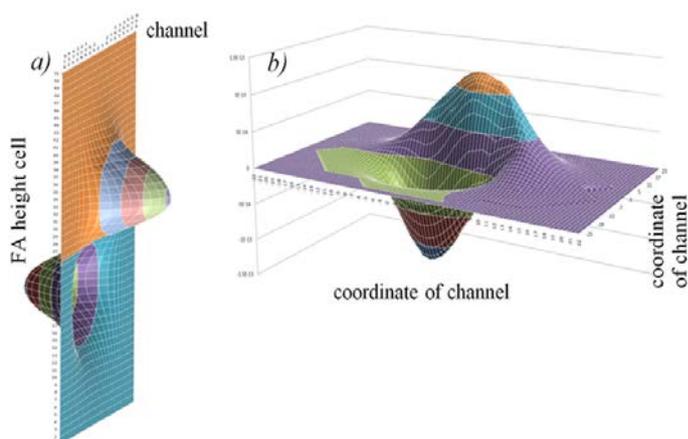


Рис. 3. Распределение первой гармоники: а) высотное распределение для центрального ряда ТВС, б) поперечное сечение модели реактора

Моделирование движения Броуновской частицы

Половников П. В., ст. удент 5 курса МФТИ

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

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (915) 483-63-53, эл. почта: elessar91@mail.ru

1. Введение

Броуновское движение является важным физическим явлением, наиболее точно описываемом уравнением Ланжевена. Уравнение Ланжевена представляет собой второй закон Ньютона, записанный для частицы с учетом всех приложенных к частице сил. В случае свободного Броуновского движения (без внешних приложенных полей) на частицу действуют сила сопротивления окружающей среды и случайная сила, действующая со стороны окружающих молекул из-за неравномерного распределения ударов с разных сторон.

Основной сложностью является определение величины, направления и стохастических свойств случайной составляющей силы, действующей на частицу. В ряде классических работ выводятся свойства слагаемых (результат этой случайной силы), являющихся вкладом в значения скорости и перемещения частицы. Выводятся их функции распределения. Сила же сопротивления окружающей среды пропорциональна скорости частицы и направлена в противоположную сторону.

Ранее было показано, что задача столкновений и коагуляции одинаковых Броуновских частиц может быть сведена к расчету объема, заметаемого в единицу времени одиночной частицы с удвоенными коэффициентом диффузии и радиусом [1,2], однако рассматривалось упрощенное описание миграции Броуновских частиц, рассматриваемое как случайные скачки заданной или распределенной по закону Максвелла длиной. Для более точного решения этой задачи в настоящей работе были рассчитаны траектории квазичастиц, описываемые уравнением Ланжевена, и получена зависимость скорости заметания объема в зависимости от числа Кнудсена.

2. Математический аппарат

Общий вид уравнения движения Броуновской частицы – уравнение Ланжевена:

$$m dv/dt = -\gamma v + X, \quad (1)$$

Свойства случайной силы X :

$$\langle X(t) \rangle = 0, \quad \langle X(t)X(t') \rangle = 2\gamma kT \delta(t-t') \quad (2)$$

Интегрируя уравнение движения, получаем следующие уравнения для скорости и перемещения частицы [3]:

$$v = v_0 \exp(-\beta t) + B_1 \quad (3)$$

$$r = r_0 + (1/\beta)(v + v_0)(1 - \exp(-\beta t))(1 + \exp(-\beta t))^{-1} + B_2 \quad (4)$$

Нулевым индексом обозначены величины в начальный момент времени. Переменные B_1 и B_2 это случайные величины, имеющие Гауссово распределение с нулевым математическим ожиданием и дисперсией:

$$\langle B_1^2 \rangle = (3kT/m)(1 - \exp(-2\beta t)) \quad (5)$$

$$\langle B_2^2 \rangle = (6kT/m\beta^2)(\beta t - 2(1 - \exp(-\beta t))(1 + \exp(-\beta t))^{-1}) \quad (6)$$

Эти формулы позволяют получить скорости и координаты в любой момент времени, зная их начальные значения.

3. Моделирование

При моделировании частица помещалась в начало координат, ей задавалась скорость в соответствии с Максвелловским распределением. Временной шаг выбирался в зависимости от числа Кнудсена с условием ($\Delta t \leq 0,005 * Kn^{-2}$). Далее прослеживалась траектория частицы. Так для каждого существенного

временного отрезка просчитывалось по 20 траекторий, и находился средний заметаемый объем. Заметаемый с учетом самопересечений объем считался с помощью метода Монте-Карло, что позволило существенно сэкономить расчетное время.

4. Заключение

Изучение движения Броуновской частицы с помощью анализа уравнения Ланжевена позволяет исследовать все возможные режимы, в том числе переходные, представляющие наибольшую трудность при описании движения другими приближенными моделями. С помощью такого более глубокого метода можно точнее описать поведение частиц и образований, движущихся по законам Броуновского движения.

Впоследствии планируется проделать подобную работу для частиц с отличающейся массой и размером. Так же можно рассмотреть движение Броуновской частицы под влиянием внешних сторонних полей и сил.

Литература

1. Veshchunov, M. S. *Journal of Aerosol Science*, 41(2010) 895-910.
2. M. S. Veshchunov, I. B. Azarov, "Next approximation of the random walk theory for Brownian coagulation", *Journal of Aerosol Science* 47 (2012) 70-77.
3. D. L. Ermak, H. Buckholz, "Numerical Integration of the Langevin Equation: Monte Carlo Simulation", *Journal of Computational Physics* 35 (1980) 169-182.

Математическая модель взаимодействия расплава с натриевым теплоносителем

Ртищев Н.А.¹, Тарасов А.Е.¹

Научные руководители: д.ф.-м.н., проф., Мелихов О.И.^{1,2}, д.т.н., проф., Мелихов В.И.^{1,2}

¹Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

²Электростанционный научно-исследовательский центр по безопасности атомных электростанций

тел: (495) 544-51-59, эл.почта: tarasovae@ibrae.ac.ru

1. Общее описание

На первой фазе расплав материалов активной зоны мгновенно превращается в мелкие частицы и вступает в непосредственный контакт с жидким натрием. Процесс теплопередачи характеризуется очень хорошим тепловым взаимодействием между расплавом и охладителем и большой площадью поверхности взаимодействия, обусловленной малым размером частиц. Затем, в частицах расплава формируется профиль температуры, что приводит к снижению теплопередачи. Нагреваемый объём натрия в зоне взаимодействия ограничен окружающим холодным теплоносителем и другими материалами, присутствующими в активной зоне. Резкое расширение нагреваемого объёма натрия вызывает образование акустических волн, распространяющихся по столбу натрия. Затем столб натрия ведёт себя подобно поршню, двигающемуся вверх за счёт инерции. Давление возрастает, достигает максимума и затем снижается по мере расширения жидкого натрия. В момент времени, когда давление достигает давления насыщения при данной температуре, натрий закипает и начинается вторая фаза.

С этого момента, процесс теплопередачи характеризуется большой площадью поверхности взаимодействия, ухудшением теплового взаимодействия между расплавом и охладителем из-за образования плёнки пара натрия на внешней поверхности фрагментов расплава. Чем интенсивнее происходит процесс кипения натрия, тем большее изменение объёма будет наблюдаться. Столб натрия будет продолжать ускоряться, и его перемещение приведёт к уменьшению давления в зоне взаимодействия.

2. Математическая модель фазы 1

Предполагается, что все частицы расплава представляют собой сферы одинакового радиуса R_f , которые однородно перемешаны с натрием с самого начала процесса. Отметим, что данное предположение является весьма консервативным. Таким образом, мы можем связать с каждой частицей заданную массу натрия, полностью окружающую частицы и массу газов продуктов деления.

Для вывода уравнения сохранения жидкого натрия используем первый закон термодинамики: $\frac{dH_{Na}}{dt} = \frac{dQ}{dt} + v_{Na} \frac{dP}{dt}$ (1). Выражение для энтальпии натрия: $\frac{dH_{Na}}{dt} = c_{pNa} \frac{dT_{Na}}{dt} + \left(\frac{\partial H_{Na}}{\partial P}\right)_T \frac{dP}{dt}$ (2).

Воспользовавшись термодинамическим соотношением [5]: $\left(\frac{\partial H_{Na}}{\partial P}\right)_T = v_{Na} - T_{Na} \left(\frac{\partial v_{Na}}{\partial T_{Na}}\right)_P$ (3).

$\frac{dH_{Na}}{dt} = c_{pNa} \frac{dT_{Na}}{dt} + v_{Na} \frac{dP}{dt} - \alpha_{Na} T_{Na} v_{Na} \frac{dP}{dt}$ (4), здесь H_{Na} - энтальпия натрия; Q - тепло, подводимое от расплава в натрий; v_{Na} - удельный объём натрия; P - давление натрия; T_{Na} - температура натрия; c_{pNa} - теплоёмкость натрия при постоянном давлении; $\alpha_{Na} = \frac{1}{v_{Na}} \left(\frac{\partial v_{Na}}{\partial T}\right)_P$ - температурный коэффициент

объёмного расширения. Во время фазы 1 натрий остаётся жидким. Предполагается, что в зоне взаимодействия могут находиться газообразные продукты деления. Сжатие этих газов происходит изэнтропически. Объём зоны взаимодействия рассчитывается следующим образом:

$V = \frac{M_f}{\rho_f} + \frac{M_g}{\rho_g} + \frac{M_{Na}}{\rho_{Na0}} \quad t \neq 0$; (5). $V_0 = \frac{M_f}{\rho_f} + \frac{M_g}{\rho_{g0}} + \frac{M_{Na}}{\rho_{Na0}} \quad t = 0$; (6), здесь V - полный объём зоны взаимодействия; V_0 - полный объём зоны взаимодействия в начальный момент времени; M_f - масса кориума; M_g - масса газообразных продуктов деления; M_{Na} - масса жидкого натрия; ρ_f - плотность кориума; ρ_g - плотность газообразных продуктов деления; ρ_{g0} - плотность газообразных продуктов деления в начальный момент времени; ρ_{Na0} - плотность натрия в начальный момент времени; ρ_{Na} - плотность натрия. Уравнение, описывающее изэнтропическое сжатие продуктов деления имеет

следующий вид: $\frac{P}{P_0} = \frac{P_0}{P_0}$; (7), здесь n - показатель политропы. Из уравнений (5) - (7) получим уравнение

$$\text{для отношения начальной плотности натрия к текущей: } \Psi = \frac{P_{Na0}}{P_{Na}} = \frac{Z}{Z_0} \frac{1+r_v+r_v\phi}{r_v} - \frac{1+r_v\phi(P_0/P)^{1/n}}{r_v} \quad (8).$$

Поскольку площадь поперечного сечения канала не меняется, то использовалось соотношение $Z/Z_0 = V/V_0$; здесь Z - текущая координата фронта зоны взаимодействия; Z_0 - начальная координата фронта зоны взаимодействия; $r_v = (M_f \rho_f) / (M_{Na} \rho_{Na0}) = (1/M_r)(\rho_f/\rho_{Na0})$ - отношение начального объёма натрия к объёму кориума в зоне взаимодействия; $\phi = (P_{Na0}/P_{g0})(M_g/M_{Na})$ - отношение начального объёма газовых продуктов деления к начальному объёму натрия; $M_r = M_f/M_{Na}$ - отношение массы кориума к массе натрия в зоне взаимодействия. Количество тепла, переданное от кориума к натрию, определяется по следующей формуле: $\frac{dQ}{dt} = -M_f c_f \frac{dT_f}{dt}$ (9), здесь c_f - теплоёмкость кориума, \bar{T}_f - средняя температура частиц кориума. Используя уравнения (1), (4), (8), (9) получим окончательное уравнение сохранения энергии для жидкого натрия: $-M_r c_f \frac{dT_f}{dt} = c_{pNa} \frac{dT_{Na}}{dt} - \frac{T_{Na} \alpha_{Na}}{P_{Na0}} \frac{dP}{dt} \Psi$ (10). Для

определения потока тепла, поступающего в натрий в зоне взаимодействия, необходимо найти поле температуры в частице топлива. Оно определяется решением уравнения теплопроводности в частице. Будем рассматривать случай сферической симметрии. В этом приближении уравнение теплопроводности имеет вид: $\rho_f c_f \frac{\partial T_f}{\partial t} = \lambda_f \left(\frac{\partial^2 T_f}{\partial r^2} + \frac{2}{r} \frac{\partial T_f}{\partial r} \right)$ (11), здесь ρ_f , c_f , λ_f - плотность, теплоёмкость, коэффициент теплопроводности кориума, r - радиальная координата, $T_f = T_f(r, t)$ - температура в частице топлива. Уравнение теплопроводности (11) необходимо дополнить граничными условиями. В центре частицы задается условие симметрии - $\frac{\partial T_f}{\partial r} \Big|_{r=0} = 0$ (12). На поверхности частицы, на первой фазе процесса, предполагается, что температура равна температуре окружающего натрия (граничное условие первого рода): $T_f \Big|_{r=R} = T_{Na}$ (13).

Рассмотрим динамику движения столба жидкого натрия расположенного над зоной взаимодействия. На начальной стадии процесса необходимо учитывать сжимаемость жидкого натрия. Воспользовавшись акустическим приближением [5], запишем уравнение для скорости перемещения фронта зоны взаимодействия: $\frac{dZ}{dt} = \frac{P-P_0}{\rho_{Na0} c_0}$ при $t < t_{ac}$ (14), здесь c_0 - скорость звука в натрии; $t_{ac} = 2l_0/c_0$ - промежуток времени, на котором справедливо акустическое приближение, l_0 - начальная высота столба натрия. Для времени $t \geq t_{ac}$ можно пренебречь сжимаемостью натрия и воспользоваться уравнением импульса для столба жидкого натрия: $\frac{d^2 Z}{dt^2} = \frac{P-P_{ext}}{\rho_{Na0} S_{Na}} - g - \frac{\xi}{l_0} \left(\frac{dZ}{dt} \right)^2$ при $t \geq t_{ac}$ (15), здесь g - ускорение свободного падения; ξ - коэффициент гидравлического сопротивления. Возможно два случая: первый, когда натрий вытекает из канала. В этом случае в уравнении (15) S_{Na} представляет собой изменяющуюся длину столба натрия над зоной взаимодействия $S_{Na} = l_0 - Z - Z_0$, а P_{ext} - внешнее давление над столбом натрия. И второй, когда над столбом натрия находится газовый объём. В этом случае столб натрия не изменяет свою длину ($S_{Na} = l_0$), а P_{ext} - давление в газовом объёме, которое рассчитывалось по уравнению состояния идеального газа. Как правило, в качестве газа рассматривается аргон. При определении температуры газа учитывался теплообмен с окружающими стенками:

$$M_{Ar} c_{vAr} \frac{dT_{Ar}}{dt} = \alpha_{Ar} S (T_W - T_{Ar}) - P_{ext} \frac{dV_{Ar}}{dt} \quad (16), \text{ здесь } M_{Ar} - \text{масса аргона; } c_{vAr} - \text{теплоёмкость аргона}$$

при постоянном объёме; T_{Ar} - температура аргона; α_{Ar} - коэффициент теплоотдачи от аргона к окружающим стенкам; T_W - температура поверхности стенок; S - площадь поверхности стенок; V_{Ar} - объём аргона. Отметим, что в данном случае объём газа и площадь поверхности стенок меняются во времени в соответствии с продвижением столба жидкого натрия. Для получения уравнения сохранения объёма продифференцируем (5), (7) по времени: $\frac{dV_{Na}}{dt} = -\frac{M_g}{\rho_g^2} \frac{d\rho_g}{dt} - \frac{M_{Na}}{\rho_{Na}^2} \frac{d\rho_{Na}}{dt}$ (17); $\frac{1}{\rho_g^2} \frac{d\rho_g}{dt} = \frac{1}{n P_0} \left(\frac{P_0}{P} \right)^{\frac{n+1}{n}} \frac{dP}{dt} \frac{1}{\rho_{g0}}$

$$(18). \text{ Из уравнения состояния натрия } \rho_{Na} = \rho_{Na}(P, T_{Na}) \text{ получим: } \frac{1}{\rho_{Na}^2} \frac{d\rho_{Na}}{dt} = \frac{\Psi}{\rho_{Na0}} \left(\alpha_{Na} \frac{dT_{Na}}{dt} - \beta_{Na} \frac{dP}{dt} \right) \quad (19), \text{ здесь } \beta_{Na} = -\frac{1}{V} \left(\frac{\partial V}{\partial P} \right)_T - \text{коэффициент изотермической}$$

$$\text{сжимаемости натрия. Из уравнений (6), (17), (18), (19) получим соотношение для изменения объёма зоны взаимодействия: } \frac{dZ}{dt} = \frac{r_v \beta_{Na} \Psi Z_0}{1+r_v+r_v\phi} \left(\gamma \frac{dT_{Na}}{dt} - \frac{dP}{dt} \right) - \frac{\phi Z_0}{n P_0} \left(\frac{P_0}{P} \right)^{\frac{n+1}{n}} \frac{dP}{dt} \frac{r_v}{1+r_v+r_v\phi} \quad (20), \text{ здесь } \gamma = \frac{\alpha_{Na}}{\beta_{Na}}.$$

Теплофизические и термодинамические свойства натрия рассчитывались по методике, изложенной в [6].

Таким образом, уравнения (10), (11), (14), (15), (20) описывают процесс взаимодействия кориума с жидким натрием во время первой фазы.

3. Математическая модель фазы 2

Когда температура жидкого натрия достигает температуры насыщения, начинается процесс кипения, и натрий переходит в двухфазное состояние. Зона взаимодействия начинает расширяться. Если M_f - масса кориума в зоне взаимодействия, то объем зоны взаимодействия V равен: $V = \frac{M_f}{\rho_f} + \frac{M_{Na}}{\rho_{Na}}$ (21),

здесь ρ_f , ρ_{Na} - плотности кориума и натрия. Продифференцируем уравнение (21) по времени, считая плотность топлива постоянной: $\frac{dV}{dt} = -\frac{M_{Na}}{\rho_{Na}^2} \frac{d\rho_{Na}}{dt}$ (22). В двухфазном случае удельный объем натрия складывается из объемов жидкого и пара натрия: $v_{Na} = xv'_{Na} + (1-x)v''_{Na}$ (23), Здесь v'_{Na} , v''_{Na} - удельные объемы жидкого натрия и пара натрия на линии насыщения, x - массовое паросодержание.

Объем натрия в зоне взаимодействия равен: $V_{Na} = M_{Na}v_{Na} = M_{Na}(xv'_{Na} + (1-x)v''_{Na})$ (24). В уравнении (24) перейдем к плотностям фаз на линии насыщения: $V_{Na} = M_{Na} \left[\frac{x}{\rho'_{Na}} + \frac{1-x}{\rho''_{Na}} \right]$ (25). Изменение объема

зоны взаимодействия определяется изменением объема находящегося в ней натрия: $\frac{dV}{dt} = \frac{dV_{Na}}{dt}$ (26). Тогда из уравнения (26) следует уравнение для изменения объема зоны взаимодействия:

$$\frac{dV}{dt} = M_{Na} \left(-\frac{x}{\rho'^2} \frac{d\rho'_{Na}}{dt} - \frac{(1-x)}{\rho''^2} \frac{d\rho''_{Na}}{dt} \right) \frac{d\rho}{dt} + M_{Na} \left(\frac{1}{\rho'_{Na}} - \frac{1}{\rho''_{Na}} \right) \frac{dx}{dt} \quad (27).$$

Запишем первый закон термодинамики для натрия в зоне взаимодействия: $\frac{dh_{Na}}{dt} = \frac{dQ}{dt} + v_{Na} \frac{dP}{dt}$ (28), здесь h_{Na} - удельная энтальпия натрия в зоне взаимодействия, P - давление в зоне взаимодействия. В двухфазном случае энтальпия натрия определяется энтальпиями фаз на линии насыщения: $h_{Na} = M_{Na}(xh'_{Na} + (1-x)h''_{Na})$ (29). Подставляя выражение для h_{Na} (29) получим следующую формулировку для уравнения энергии:

$$M_{Na} \left(x \frac{dh'_{Na}}{dt} + (1-x) \frac{dh''_{Na}}{dt} - v_{Na} \frac{dP}{dt} \right) \frac{d\rho}{dt} + M_{Na} (h'_{Na} - h''_{Na}) \frac{dx}{dt} = \frac{dQ}{dt} \quad (30).$$

Уравнение теплопроводности в частице (11), также как в первой фазе, используется для определения потока тепла в натрий от кориума. В этом случае граничное условие в центре частички аналогично первой фазе (12). На поверхности частицы нужно использовать граничное условие третьего рода: $-\lambda_f \frac{\partial T_f}{\partial r} \Big|_{r=R} = \alpha_f (T_f \Big|_{r=R} - T_{Na})$ (31),

здесь R - радиус частиц, α_f - коэффициент теплоотдачи от жидкого натрия. Во время кипения натрия, частицы топлива окружены паровой плёнкой натрия. Относительная толщина плёнки рассчитывается на основе параметрической модели предложенной в [1]: $y^3 = 1.5 \frac{\mu_{Na}}{g R_f \rho'_{Na} M_r} \frac{1}{dt}$ (32),

здесь μ_{Na} - динамическая вязкость плёнки пара натрия. Для определения количества теплоты, проходящей через паровую плёнку в единицу времени, используя закон Фурье можно получить следующее выражение [7]:

$$Q = -\lambda \frac{dT}{dr} 4\pi r^2 = \frac{\pi \lambda_v 2R_f 2(R_f + \delta)}{\delta} (T_f \Big|_{r=R} - T_{Na}) \quad (33),$$

здесь λ_v - теплопроводность плёнки пара вокруг частицы, R_f - радиус частиц, $\delta = yR_f$ - толщина плёнки пара. В модели есть возможность расчёта теплоотдачи по методике, описанной в [8]. Стоит отметить, что эта модель была валидирована на экспериментах с водой. Ввиду этого, была рассмотрена работа [9], в которой исследовался теплообмен погружённой в натрий сферы при естественной конвекции. Нестационарное уравнение теплопроводности в частице натрия решалось численно неявным конечно-разностным методом. Остальные уравнения математической модели являются обыкновенными дифференциальными уравнениями и решались методом Рунге-Кутты.

4. Валидация математической модели на экспериментальных данных и результаты расчета

Для верификации математической модели использовались экспериментальные данные, полученные на установке THINA. Описание установки, методика проведения экспериментов и основные параметры приводятся в [10]. Результаты расчёта эксперимента TH561 приведены в таблице 1. Временные зависимости высоты зоны взаимодействия и давления в эксперименте TH561 приведены на рисунках 1 и 2 соответственно.

Также было произведено сравнение коэффициентов конверсии полученных в эксперименте и в расчётах. Расчёт коэффициента конверсии проводился по следующей формуле: $\eta = (W_{п.м.} + W_{с.г.}) / Q_T$ (34),

здесь $W_{п.м.}$ – кинетическая энергия перемещения материалов; $W_{с.г.}$ – работа сжатия газа в газовой полости установки; Q_T – тепловая энергия кориума. Полученный для эксперимента TH561 коэффициент конверсии $\eta_{exp}=0,13\%$ хорошо согласуется с расчётным значением $\eta_{calc}=0,14\%$.

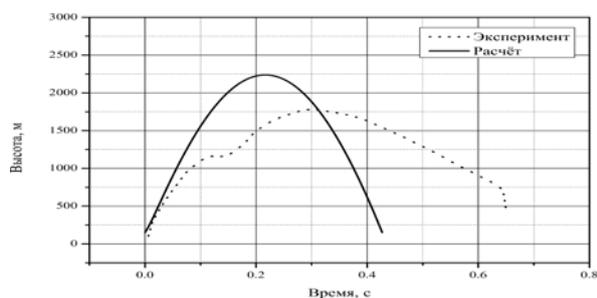


Рис. 1. Временная зависимость высоты зоны взаимодействия в эксперименте TH561

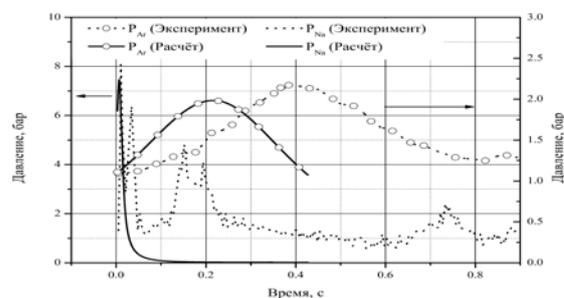


Рис. 2. Временная зависимость давления в эксперименте TH561

Таблица 1 Результаты расчёта эксперимента TH561

Модель	P, бар	P _{ext} , бар	Z, м	P, бар	P _{ext} , бар	Z, м	P, бар	P _{ext} , бар	Z, м
L_{init}	$L_{init}=0,07\text{м}; (M_f/M_{Na}=1,53)$			$L_{init}=0,09\text{м}; (M_f/M_{Na}=1,15)$			$L_{init}=0,11\text{м}; (M_f/M_{Na}=0,927)$		
Caldarola	18,1	2,35	2,63	11,6	1,97	2,16	7,88	1,74	1,79
Kolev	8,6	1,69	1,66	4,78	1,50	1,29	3,0	1,39	1,04
Farahat	8,2	1,69	1,67	4,92	1,53	1,34	3,3	1,42	1,12

5. Заключение

1. Разработана модель взаимодействия расплава с натриевым теплоносителем.
2. Выполнена валидация этой модели на экспериментальных данных, полученных на установке THINA.

Литература

1. Caldara L. A Theoretical Model for the Molten Fuel-Sodium Interaction in a Nuclear Fast Reactor // Nuclear Engineering and Design, Vol.22, 1972, p.175-211.
2. Caldara L. A Theoretical Model with Variable Masses for the Molten Fuel-Sodium Thermal Interaction in a Nuclear Fast Reactor. // Nuclear Engineering and Design, Vol.34, 1975, p.181-201.
3. Witte L.G., Cox J.E. Thermal explosion hazard // Advances in Nuclear Science and Technology, Vol. 7, 1973, p.329-364.
4. Букша Ю.К., Багдасаров Ю.Е., Кузнецов И.А. Исследование взаимодействия расплавленного топлива с натрием в активной зоне быстрого реактора // Атомная энергия. Т.41, Вып.1, 1976, с.9-14.
5. Кириллин В.А., Сычёв В.В., Шейндлин А.Е. Техническая термодинамика. Учебник для вузов. Изд. 2-е. М., «Энергия», 1974. 448 с.
6. Fink J.K., Leibowitz L. Thermodynamic and Transport Properties of Sodium Liquid and Vapor // ANL/RE-95/2, Argonne National Laboratory, 1995, 217 p.
7. Исаченко В.П. и др. Теплопередача. Изд. 3-е, перераб. и доп. М., «Энергия», 1975.
8. Kolev N.I. Film boiling on vertical plates and spheres // Experimental Thermal and Fluid Science, Vol. 18, 1998, p. 97-115.
9. Farahat M.M.K., Eggen Donald T. Pool Boiling in Subcooled Sodium at Atmospheric Pressure // Nuclear Science and Engineering, Vol. 53, 1974, p.240-253.
10. Kaiser A., Huber F., Wilhelm D. Experiments on the behaviour of a hot melt injected into sodium. Experimental Thermal and Fluid Science // Vol.18, 1998, p.48-69.

Верификация кода СОКРАТ-БН на экспериментах со 37-стержневой геометрией

Рыжов Н.И., студент 6 курса МФТИ

Научный руководитель: д.ф.-м.н., проф., нач. отд. Семенов В.Н.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

1. Введение

Одной из основных гипотетических аварий на быстром реакторе является авария с потерей теплоносителя без останова реактора. При такой аварии теплоноситель вскипает в активной зоне, и поток становится двухфазным. Кипение натрия начинается, когда расход составляет десятки процентов от номинального значения. Для обоснования безопасности существующих и проектируемых ядерных установок важно уметь моделировать кипение натрия в пучках стержней. Интегральный код СОКРАТ-БН позволяет учитывать особенности двухфазного течения теплоносителя в условиях стержневой геометрии.

2. Описание эксперимента

В японском исследовательском центре O-arai Engineering Center была проведена серия экспериментов на натриевой петле с 37-стержневой сборкой. Целью эксперимента было исследование динамики роста парового пузыря в условиях стержневой геометрии. В этой лаборатории были проведены похожие эксперименты на 19-стержневой сборке. Результаты их моделирования описаны в предыдущей работе. Целью данного эксперимента было исследование роста и распространения зоны кипения, а так же осушение стенок в большей стержневой геометрии. Параметры испытательного пучка были приближены к японскому реактору MONJU. Испытательный пучок состоял из 37 электрически обогреваемых имитаторов твэлов, оболочка которых была выполнена из стали марки Steel 316. Имитаторы диаметром 6,5 мм располагались в треугольной решетке с шагом 7,9 мм. Рабочий участок имел высоту 450 мм, что в два раза меньше высоты активной зоны экспериментального реактора MONJU. Сборка заключалась в шестигранный кожух из сплава Inconel 600. В свою очередь кожух был окружен термоизоляцией для обеспечения адиабатических граничных условий. Основные параметры установки приведены в табл. 1.

Таблица 1 Основные параметры сборки

Диаметр имитаторов	6,5 мм
Шаг решетки	7,9 мм
Длина имитаторов	1313 мм
Размер чехла «под ключ»	50,4 мм
Толщина сборки чехла	10,0 мм
Длина входного участка	148 мм
Длина обогреваемого участка	450 мм
Длина выходного участка	715 мм

Эксперимент состоял из двух частей. В первой части проверялось качество теплоизоляции сборки. Для этого было установлено 14 термопар измеряющих температуру теплоносителя. 7 из них располагались на расстоянии 11,3 мм вверх по потоку от верхнего торца рабочего участка, оставшиеся 7 были расположены ниже, на расстоянии 198 мм. Нумерация каналов, в которых измерялась температура теплоносителя, приведены на рис. 1 Эксперименты были проведены при различных расходах и тепловых потоках. В результате выяснилось, что дистанцирующая проволока обеспечивает недостаточное перемешивание теплоносителя между треугольными каналами. Во второй серии экспериментов симулировалась авария с потерей циркуляции теплоносителя при постоянной мощности подогрева. В ходе эксперимента измерялась температура теплоносителя в различных каналах сборки на различной высоте. Схема расположения термопар приведена на рис. 2.

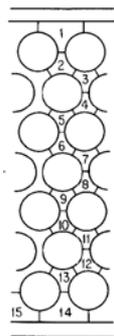


Рис. 1. Номера каналов, в которых измерялся радиальный профиль температуры

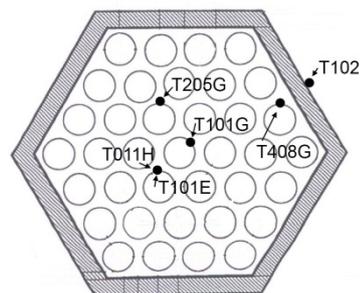


Рис. 2. Расположения термопар для измерения температуры теплоносителя

3. Параметры расчетов

Для численного моделирования эксперимента было разработано две нодализационные схемы. Первая моделировала 37 – стержневую сборку одним каналом и не учитывала радиальный профиль температуры. Поэтому на ней был посчитан только эксперимент с выбегом насоса. Вторая расчетная схема моделировала сборку четырьмя параллельными каналами. Если рассмотреть рис. 1 можно заметить, что каналы можно разбить на 4 группы. Каналы первой группы расположены вокруг центрального теплового элемента. Их номера 6, 7, 8, 9. Ко второй группе можно отнести каналы 4, 5, 10, 11. Они расположены на примерно одинаковом удалении от центрального стержня. К третьей группе каналов отнесем каналы с номерами 2, 3, 12, 13. Четвертая группа состоит из трех каналов, контактирующих с кожухом сборки. Это разбиение так же оправдано тем, где в эксперименте с выбегом измеряются температуры теплоносителя, рис.2. Итоговое разбиение сборки на четыре канала представлено на рис. 3.

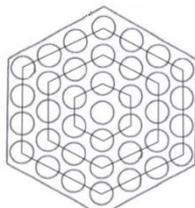


Рис. 3. Схема разбиения сборки на каналы

Нодализационная схема, представленная на рис. 4, относится к разбиению на четыре канала. Расход теплоносителя задавался в качестве граничного условия на каналы, моделирующие входные участки. Распределение общего расхода происходило соответственно площадям проходных сечений каналов, которые указаны в табл. 2. На выходе из каналов было задано граничное условие на постоянно давление. В расчетах оно соответствовало экспериментальному и равнялось 101 кПа. Между каналами учитывалась только молекулярная теплопроводность. Для этого в расчетную схему были включены тепловые элементы со свойствами жидкого натрия. Внутренняя и внешняя площади тепловых элементов соответствовали площадям свободного пространства между имитаторами. Через тепловые элементы осуществлялся теплообмен между соседними каналами. Так же отдельным тепловым элементом моделировался кожух сборки имитаторов, на внешней границе которого стояло адиабатическое граничное условие, моделирующее теплоизоляцию. Моделирование имитаторов осуществлялось тепловыми элементами, геометрические параметры которых соответствовали экспериментальным. Количество имитаторов, относящихся к тому или иному каналу ясно из рис. 3 и приведено в табл. 2.

Нодализационная схема для одного канала не включает в себя тепловые элементы, учитывающие молекулярную теплопроводность жидкого натрия в радиальном направлении.

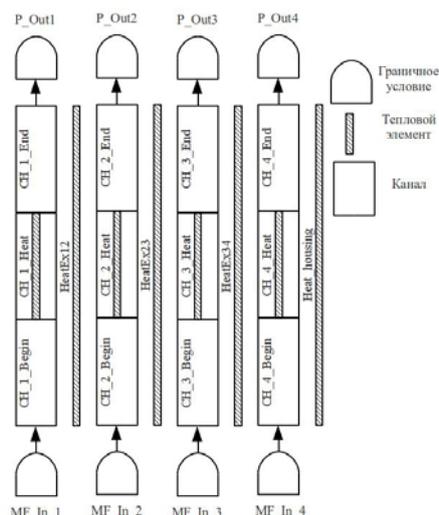


Рис. 4. Нодализация схема с разбиением на четыре канала

Таблица 2. Параметры моделируемых каналов

	1-канальная модель	4-канальная модель			
		1 канал	2 канал	3 канал	4 канал
Проходное сечение, мм ²	972,12	62,6	171,8	313	408,72
Количество тепловых элементов в канале	37	3	9	15	10

Для первой серии экспериментов было проведено два расчета на нодализации схеме, состоящей из четырех параллельных каналов. Параметры расчетов соответствовали экспериментальным и приведены в табл. 3.

Таблица 3. Параметры экспериментов с получением радиальных профилей

Номер эксперимента	Скорость теплоносителя	Средний тепловой поток	Температура на входе
37Н-260-2	4,88 м/с	$42,0 \times 10^4$ Вт/м ²	293,0°C
37Н-30-2	0,54 м/с	$7,3 \times 10^4$ Вт/м ²	277,5°C

Во второй серии был проведен один расчет уже на обеих нодализациях схемах. Параметры соответствующего эксперимента приведены в табл. 4. В таблице указана начальная скорость теплоносителя. Выбег насоса моделировался изменением расхода на нижних граничных условиях, согласно графику расхода, приведенному в оригинальной статье.

Таблица 4. Параметры эксперимента с выбегом насоса

Номер эксперимента	Скорость теплоносителя	Средний тепловой поток	Температура на входе
37FC-21	5,10 м/с	$42,2 \times 10^4$ Вт/м ²	480,0°C

4. Результаты

При расчетах стационарного течения жидкого натрия были получены радиальные профили температуры по каналам сборки. На рис. 5 показана температура теплоносителя на конце рабочего участка. Из приведённых графиков видно, что такое разбиение на четыре канала вполне оправдано и результаты расчетов показывают градиент температуры, который наблюдался в эксперименте.

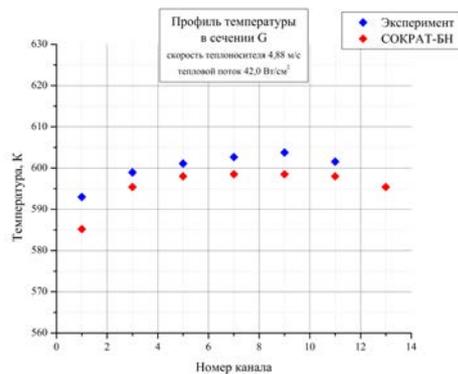
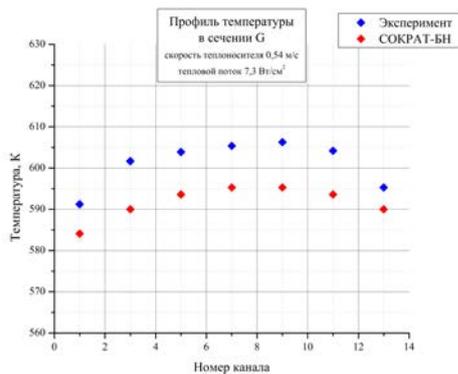


Рис. 5. Профили температуры по каналам

Расчет режима с потерей теплоносителя был произведен на обеих расчетных схемах. На расстоянии 11,3 мм ниже верхнего торца рабочего участка была измерена температура теплоносителя в трех каналах. Динамика изменения температуры стенки центрального стержня и выбег насоса приведены на рис. 6. На рис.7 приведена температура стенки имитатора, расположенного в последнем ряду стержней. На первом графике видно, что четырехканальная расчетная схема дает большую температуру на выбеге, чем одноканальная. Это говорит о том, что при резком изменении расхода температурный профиль по каналам становится существенно круче, чем при стационарном нагреве теплоносителя. Это приводит к вскипанию теплоносителя около центрального стержня. В то время как на периферии температура не доходит до температуры насыщения.

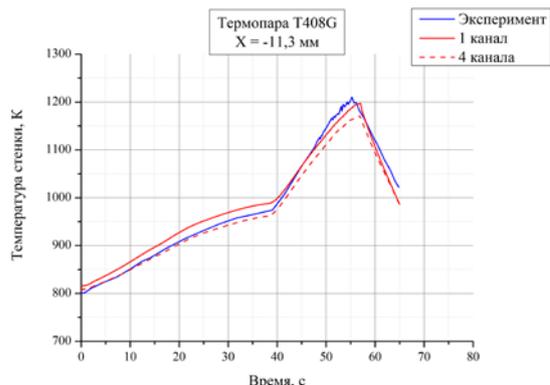
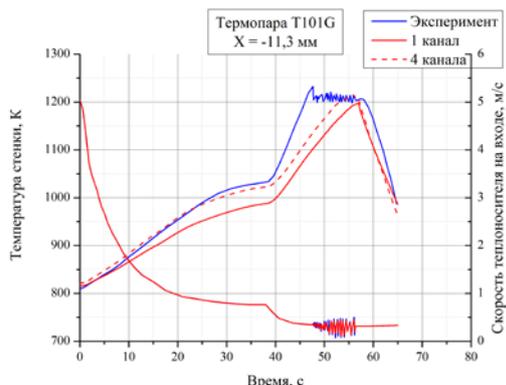


Рис. 6. Температура стенки имитатора в центральном канале и кривая выбега насоса.

Рис. 7. Температура стенки имитатора в крайнем канале

На втором графике наоборот одноканальная модель дает большую температуру теплоносителя. Что естественным образом связано с усреднением температуры по радиусу сборки. Таким образом, учет пространственной неоднородности температуры в расчете позволяет наблюдать кипение теплоносителя около центрального стержня, согласно экспериментальным данным.

5. Заключение

Погрешности расчета температурных профилей в стационарном режиме составляют не более 6%. Погрешность расчете температуры при выбеге насоса не более 11%. Это позволяет заключить, что интегральный код СОКРАТ-БН обладает достаточной гибкостью и позволяет рассчитывать задачи со стержневой геометрией, в которых требуется учитывать двумерное распределение физических величин.

Литература

1. Kazuo Haga, "Loss-of-flow experiment in a 37-pin bundle LMFBR fuel assembly simulator", Nuclear Engineering and Design 82(1984) 305-318.

Создание комплекса BPSDM для расчёта выгорания, выдержки и переработки ядерного топлива

Сальдигов И.С., аспирант 1 года НИЯУ МИФИ

Научные руководит ели: д.т.н., нач.от д. Селезнёв Е.Ф.², к.ф.-м.н., доц. Тихомиров Г.В.¹.

¹Научный исследовательский ядерный университет МИФИ

²Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (915) 427-49-63, эл. почта: saldoz@ya.ru

1. Введение

В ИБРАЭ РАН (Москва) была разработана программа расчета нуклидной кинетики BPS (Burning and Poison calculation System), позволяющая рассчитывать любые цепочки нуклидных переходов, как для актиноидов, так и для продуктов деления. Особенностью программы является непосредственный расчёт ошибок (BPSD, где “D” – deviation - отклонения), возникающих из-за применения численного метода и использования экспериментальных данных по распадам и сечениям нуклидов.

В НИЯУ МИФИ была предпринята попытка объединить программу BPSD с американской программой решения уравнения переноса методом Монте-Карло MCNP. Была разработана управляющая программа BPSDM («М» - «Monte-Carlo»). Программа BPSDM написана на популярном языке программирования Delphi (Object Pascal).

Возможности программного комплекса BPSDM:

- расчёт выгорания (изменения изотопного состава) ядерного топлива в тепловых и быстрых реакторах в течение всей кампании реактора;
- расчёт спектра и абсолютного значения потока на основании данных построенной модели реактора и начального изотопного состава топлива, конструкционных и других важных с точки зрения поглощения нейтронов материалов;
- расчёт новых значений сечений реакций на каждом шаге по выгоранию с учётом реального спектра;
- использование средних величин на данном шаге для расчёта изменения изотопного состава, что уменьшает ошибку, связанную с дискретностью разбиения времени кампании реактора;
- получение численных значений погрешностей результата на конец каждого шага по выгоранию;
- моделирование вне реакторных процессов переработки ОЯТ с целью получения изотопного состава новой загрузки;
- учет потерь нуклидов в процессе переработки ОЯТ для получения корректного значения материального КВ.

2. Погрешности результата моделирования

Погрешности в итоговых концентрациях BPSDM рассчитывает на основании трёх видов погрешностей:

- погрешности в скоростях образования нуклида из внешнего источника;
- погрешности в значениях постоянных распада нуклидов;
- погрешности в скоростях перевода из одного нуклида в другой.

Значения данных погрешностей зависят от исходных данных, поэтому в программе предусмотрена возможность их изменения. Тем самым, программа позволяет расчётчику получать данные с различными величинами погрешностей и принимать решения на основе этих данных о том, какие нуклиды нужно учитывать в тех или иных его исследованиях, а какие – нет.

3. Алгоритм расчёта выгорания топлива при облучении в реакторе

Процесс работы программы BPSDM основан на последовательном запуске программ MCNP и BPSD. На каждом временном шаге сначала запускается программа MCNP для расчёта многогруппового потока, сечений захвата, деления, реакций (n,2n) и (n,3n), а затем на основании полученных данных запускается программа BPSD для расчёта изменения изотопного состава для этого шага.

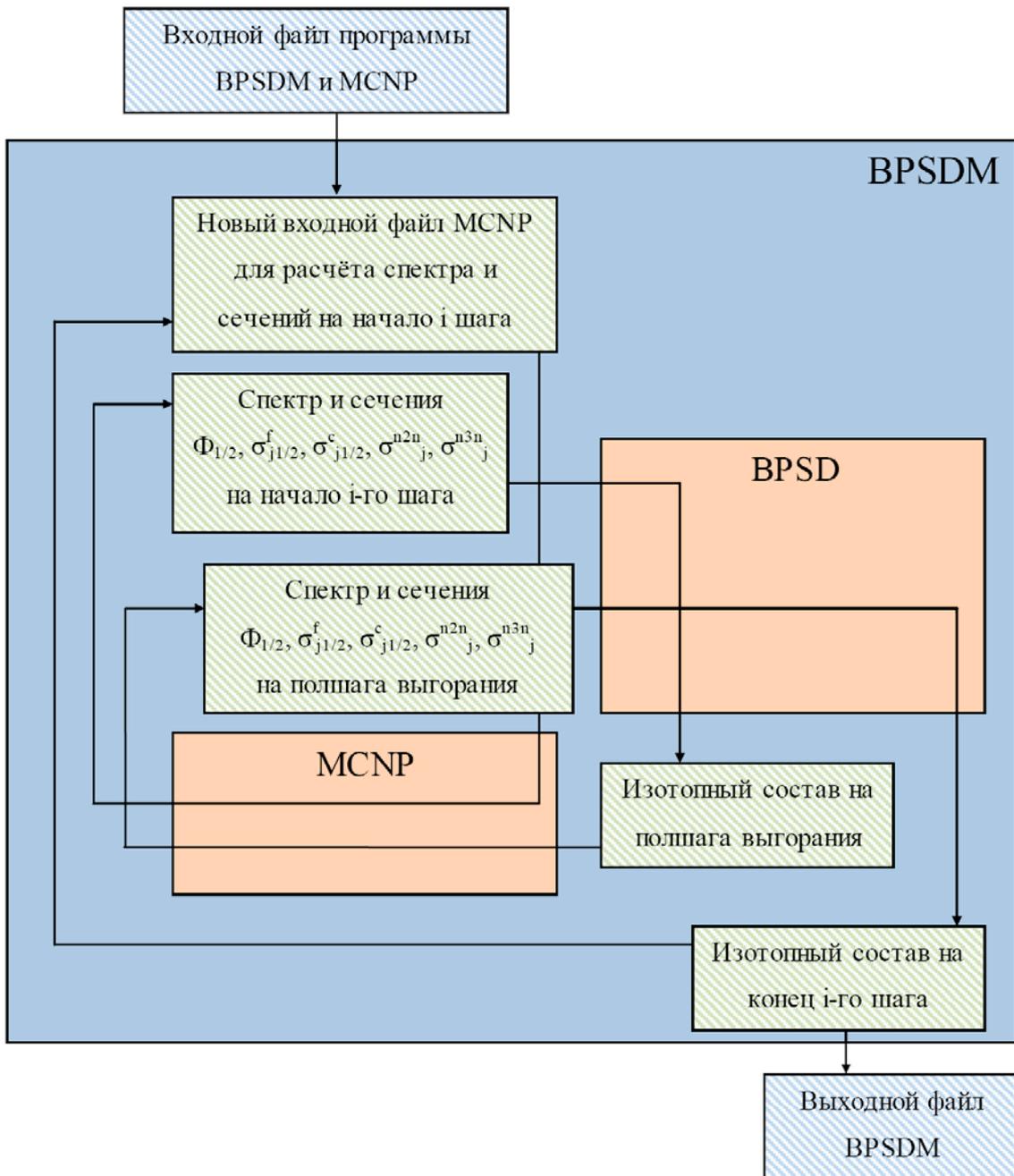


Рис. 1. Схема работы программы BPSDM

Схема работы программы представлена на рис. 1. Для задания параметров задачи необходимо создать два файла:

- входной файл программы BPSDM, содержащий данные об энерговыделении, режимах выгорания топлива, какая концентрация изотопов учитывается программой и т.д.;
- входной файл программы MCNP для задания геометрии и изотопного состава топлива и других материалов в системе. При этом геометрические параметры системы могут быть любыми (ограничиваются лишь возможностями программы MCNP).

После обработки этих файлов все необходимые данные загружаются в оперативную память компьютера. На первом этапе рассчитывается изотопный состав модели на момент $\frac{1}{2}$ шага, т.е. на середину шага. На данном изотопном составе программа BPSDM рассчитывает абсолютные значения плотности потока ($1/\text{см}^2 \cdot \text{сек}$) и сечения, которые и используются на протяжении всего шага и которые считаются средними значениями. Эти данные используются для расчёта изотопного состава топлива на

конец шага. Далее новый изотопный состав используются для расчёта новых значений потока и сечений, которые являются входными данными для следующего шага. Процедура повторяется для заданного пользователем количества шагов. На выходе из программы BPSDM получается файл, содержащий данные об изотопном составе топлива, обработавшего в реакторе заданное пользователем количество времени.

4. Алгоритм расчёта концентраций на внешних этапах ЗЯТЦ

В замкнутом ядерном топливном цикле (ЗЯТЦ) начальная концентрация свежего топлива известна достаточно хорошо (с погрешностью менее 0.1% для всех изотопов). После облучения в реакторе погрешность в величине концентраций по каждому изотопу будет увеличиваться. Комплекс BPSDM, помимо классической задачи выгорания ядерного топлива, позволяет рассчитывать потери и значения погрешностей этих потерь, связанные с химической переработкой на внешних (по отношению к реактору) этапах ЗЯТЦ. Если же рассматривать повторное использование делящихся материалов после переработки, то значения концентраций составляющих такое топливо изотопов будет содержать большие погрешности по сравнению с погрешностями изотопов, составляющих свежее топливо. Учёт этих погрешностей важен из-за влияния этих погрешностей на нейтронно-физические показатели реакторной установки и экономические показатели эффективности использования ядерного топлива. Тем самым, программа BPSDM позволяет предсказывать параметры ядерного топлива не только во время облучения в реакторе, но и после выгрузки, переработки и повторной загрузки в ядерный реактор.

Программа BPSDM позволяет получать значения потерь при переработке, значение реального коэффициента воспроизводства, а также суммарную погрешность, рассчитанную на каждом шаге на основе погрешностей концентраций изотопов.

Для моделирования процесса переработки в программе BPSDM используется предположение о том, что процесс переработки подразумевает, что из ОЯТ на выходе должны получиться две фракции: продукт и отвал. Отвал затем идет на захоронение, а продукт используется для создания новой топливной загрузки в реактор. Соответственно, задаются параметры процесса разделения - два входных файла (две матрицы): матрица коэффициентов очистки (продукта от отвала) для всех изотопов (1600 штук), а также файл погрешностей, с которыми получены данные значения коэффициентов. На каждом шаге переработки для получения новых значений концентраций используются следующие уравнения:

$$\begin{aligned}\vec{\rho}_{\text{продукта}} &= \mathbf{A} \cdot \vec{\rho}_{\text{ОЯТ}} \\ \vec{\rho}_{\text{отходов}} &= \mathbf{B} \cdot \vec{\rho}_{\text{ОЯТ}} \\ \mathbf{A} + \mathbf{B} &= \mathbf{E} \\ \mathbf{A} &> 0 \\ \mathbf{B} &> 0 \\ \delta\rho_{\text{продукта}}^i &= \sqrt{(\delta A_{ii})^2 + (\delta\rho_{\text{ОЯТ}}^i)^2} \\ \delta\rho_{\text{отходов}}^i &= \sqrt{(\delta B_{ii})^2 + (\delta\rho_{\text{ОЯТ}}^i)^2}\end{aligned}$$

где $\vec{\rho}_{\text{ОЯТ}}$ – вектор концентраций изотопов на начало процедуры переработки;

$\vec{\rho}_{\text{продукта}}$ – вектор концентраций изотопов в продукте после переработки;

$\vec{\rho}_{\text{отхода}}$ – вектор концентраций изотопов в отвале (считаем, что это отходы) после переработки;

\mathbf{A} – матрица коэффициентов очистки - диагональная матрица, на диагонали которой находятся коэффициенты очистки для каждого изотопа. Под *коэффициентом очистки* понимается доля перехода данного изотопа в продукт после переработки;

\bar{B} – матрица коэффициентов перехода в отвал - диагональная матрица, на диагонали которой находятся значения коэффициентов перехода в отвал для каждого изотопа. Под *коэффициентом перехода в отвал* подразумевается доля перехода каждого изотопа в отвал после переработки;

Очевидно, что каждый элемент этих матриц больше нуля, также то, что сумма этих двух матриц равно единичной матрице.

$\vec{\delta\rho}_{\text{продукта}}$ – вектор относительных погрешностей в концентрациях изотопов в продукте после переработки;

$\vec{\delta\rho}_{\text{отхода}}$ – вектор относительных погрешностей в концентрациях изотопов в отвале (считаем, что это отходы) после переработки;

$\vec{\delta\rho}_{\text{ОЯТ}}$ – относительная погрешность в концентрациях изотопов перед переработкой;

$\delta\bar{A}$ – матрица погрешностей коэффициентов очистки - диагональная матрица, на диагонали которой находятся погрешности коэффициентов очистки для каждого изотопа;

$\delta\bar{B}$ – матрица погрешностей коэффициентов перехода в отвал - диагональная матрица, на диагонали которой находятся значения погрешностей коэффициентов перехода в отвал для каждого изотопа.

Существуют определённые трудности в получении точных значений потерь на каждой операции очистки/переработки, однако уже задание приблизительных значений будет являться предпосылкой для применения алгоритма с точными данными, которые можно получить экспериментальным путем непосредственно на предприятии по переработке.

После запуска программы с заданием всех необходимых характеристик свежего топлива, параметров облучения, времени выдержки и т.д. в выходном файле будет представлен изотопный состав топлива для загрузки в новый реактор, его КВ и погрешности полученных значений.

Литература

1. Селезнев Е.Ф., Белов А.А. Описание программного средства BPS - расчета изменения актиноидов и продуктов деления. Отчет ИБРАЭ РАН, 2011, 33с.
2. David I. Poston, Holly R. Trellue, User's Manual, Version 2.0, for Monteburns, Version 1.0, LA-UR-00-4999, Los Alamos National Laboratory (September 1999).
3. В.М.Колобашкин, П.М.Рубцов, П.А.Ружанский, В.Д.Сидоренко. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива. Справочник.
4. Л.П.Абагян, Н.О.Базазянц, М.Н.Николаев, А.М.Цибуля. Групповые константы для расчёта реакторов и защиты. Справочник.
5. X-5 Monte Carlo Team. MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, April 24, 2003. LA-UR-03-1987.
6. O.W. Hermann, R.M. Westfall, ORIGEN-S: SCALE system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation, fission product buildup and decay, and associated radiation source terms, ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R6, Oak Ridge National Laboratory (September 1998).

Разработка и внедрение модуля TRANS_FP, предназначенного для моделирования процессов переноса и поведения примесей в контурах реакторов типа БН

Филиппов М.Ф., инж енер ИБРАЭ РАН

Научные руководит ели: д.ф.-м.н. Семенов В.Н, к.ф.-м.н. Цаун С.В.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

тел.: (495) 324-73-28, эл. почта: philipov@ibrae.ac.ru

1. Введение

Одной из задач, решаемых в рамках обоснования радиационной безопасности реакторной установки (РУ) типа БН, являются оценки величин активности теплоносителя, поверхностной активности и активности в газовой системе РУ, накапливаемых за время эксплуатации РУ. Существенное влияние на процессы накопления активности в контурах РУ типа БН оказывают радиоактивные примеси в теплоносителе. В связи с этим анализ процесса накопления активности включает в себя описание процессов переноса и поведение радиоактивных примесей в контурах РУ.

Радиоактивные примеси в натриевом теплоносителе образуются в основном в результате выхода продуктов деления из под оболочек дефектных твэлов и коррозионного взаимодействия теплоносителя с облученными в активной зоне оболочками твэлов. Образовавшиеся примеси могут присутствовать в теплоносителе в форме растворимых соединений и накапливаться в натрии, в форме малорастворимых газов, скапливающихся в газовой системе контура. Кроме того, образовавшиеся примеси в результате процессов осаждения из натриевого теплоносителя формируют отложения на стенках контура.

Накопление радиоактивных примесей может способствовать ухудшению радиационной обстановки на АЭС в результате утечек из газовой системы. Основной вклад в накопление активности в газовой системе контура вносят газообразные ПД (изотопы Хе и Кг). Данные ПД слабо растворимы в натрии, присутствуют в нем в форме пузырьков [1]. Кроме того, согласно данным по эксплуатации БН-600, в газовой системе могут накапливаться летучие ПД (изотопы Cs). Накопление радиоактивных отложений на стенках элементов первого контура РУ типа БН так же представляет существенную проблему - данное явление приводит к усложнению ремонтных работ в контуре. Основной вклад в активность отложений на стенках контуров, согласно имеющимся данным, вносят долгоживущие радиоактивные ПК (изотопы Mn и Cs). Согласно результатам измерений активности отложений данных изотопов на стенках элементов первого контура РУ БН-600, удельная активность ^{54}Mn достигала величин порядка $2 \cdot 10^6$ Бк/см², активность ^{60}Co – 10^4 Бк/см²[2].

2. Модуль TRANS_FP в составе СОКРАТ-БН

Для решения задачи расчета процесса накопления ПК и газообразных ПД в натриевых контурах в рамках анализа радиационной безопасности строящихся и проектируемых РУ типа БН в состав кода СОКРАТ-БН включен модуль TRANS_FP, предназначенный для моделирования процессов образования, переноса и поведения примесей в жидкой и газообразной фазе натриевого теплоносителя. Модель переноса примесей жидкой и газообразной фазой, используемая в TRANS_FP, была разработана на основе аналогичной, используемой для расчета процесса переноса примесей газообразной фазой теплоносителя в коде СОКРАТ/ВЗ[3]. Интегрированные в данный модуль модели массообмена между теплоносителем и стенками и контура и модель выхода газообразных ПД из натрия в газовую систему ранее применялись в коде Альфа-М [4].

Для рассмотрения процесса накопления ПК в элементах неизотермического контура используется модель, предназначенная для описания переноса в натрии примесей (изотопов Mn и Co), абсорбируемых на стенках элементов первого контура. В рамках данного подхода рассматривается поведение функций массовой концентрации примеси в канале во взвешенном и в осажденном состояниях. В соответствии с подходом, реализованным в Альфа-М, в модели переноса ПК не рассматривается фазовое состояние

примеси, при этом для каждого вида ПК вводятся эффективные коэффициенты массообмена, найденные из опыта. Система уравнений, описывающая поведения функций концентрации, выглядит следующим образом:

$$\begin{cases} \frac{\partial C_i(t)}{\partial t} = S_i(t) - C_i(t)(R_i(t) + \lambda) - C_i(t) \sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^{N_{comp}} Q_{ji}(t) + \frac{1}{V_i} \sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^{N_{comp}} C_j(t) Q_{ji}(t) V_j + \frac{A_i}{V_i} C_i^p(t) R_i^p(t) \\ \frac{\partial C_i^p(t)}{\partial t} = \frac{V_i}{A_i} C_i(t) R_i(t) - C_i^p(t) (R_i^p(t) + \lambda) \end{cases} \quad (1)$$

Где: i, j - индекс канала, $C_i(t)$ - концентрация примеси во взвешенном состоянии, $C_i^p(t)$ - концентрация примеси в осажденном состоянии, $R_i(z)$ - скорость осаждения, $R_i^p(z)$ - скорость повторного взвешивания, λ - постоянная радиоактивного распада, $S_i(t)$ - источник примеси в канале, Q_{ji} - скорость обмена газом/жидкостью от канала i к каналу j , A и V - соответственно, площадь омываемой поверхности и объём теплоносителя.

Методика вычисления скоростей осаждения и повторного смыва взята из [4].

3. Методика расчета накопления радиоактивных отложений за длительное время

При разработке модуля TRANS_FP была решена задачи накопления на стенках контура радиоактивных ПК и ПД за временные интервалы, в несколько раз превышающие период полураспада изотопов, вносящих основной вклад в активность отложений (^{54}Mn - период полураспада 312 суток, ^{60}Co - 5,27 года). Особенностью данной задачи является необходимость совместного рассмотрения процессов переноса примеси в первом контуре РУ (характерное время данного процесса составляет примерно 10^2 секунд), осаждения (характерное время - от 0,01 до 10^3 секунд) и повторного взвешивания примесей (характерное время - от 10^5 до 10^7 секунд).

В связи с значительной величиной рассматриваемого временного интервала (порядка 10 лет, или 10^8 секунд) непосредственное численное решение системы уравнений (1) с величиной временного шага, допустимой для решения уравнения переноса (порядка 10^{-2} секунд), представляется нерациональным. В связи с этим для решения задачи накопления радиоактивных отложений была разработана методика, предполагающая использование модели (1) совместно с системой уравнений, описывающей процесс изменения концентрации примеси во взвешенном и осажденном состоянии без учета конвективных членов. Использование такого подхода возможно в условиях стационарного поля скоростей и температур теплоносителя, постоянного источника ПК, значительного превышения характерного времени повторного смыва над временем осаждения примесей. В данных условиях характерное время изменения концентрации примеси во взвешенном состоянии много больше времени изменения поверхностной концентрации осажденных примесей. В связи с тем, что при $\frac{\partial C_i(t)}{\partial t} \ll \frac{\partial C_i^p(t)}{\partial t}$, можно, рассматривая изменение концентраций взвешенных и осажденных примесей на некотором временном интервале $(t_0, t_0 + \Delta t)$, сделать предположение, что

$$\begin{aligned} -C_i(t) \sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^{N_{comp}} Q_{ji}(t) + \frac{1}{V_i} \sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^{N_{comp}} C_j(t) Q_{ji}(t) V_j &\approx -C_i(t_0) \sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^{N_{comp}} Q_{ji}(t_0) + \frac{1}{V_i} \sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^{N_{comp}} C_j(t_0) Q_{ji}(t_0) V_j = \\ &= -C_i(t_0)(R_i(t_0) + \lambda) + S_i(t_0) + \frac{S_i}{V_i} C_i^p(t_0) R_i^p(t_0) - \frac{\partial C_i(t_0)}{\partial t} \approx -C_i(t_0)(R_i(t_0) + \lambda) + S_i(t_0) + \frac{S_i}{V_i} C_i^p(t_0) R_i^p(t_0) \end{aligned} \quad (2)$$

Используя соотношение (2), систему уравнений (1), описывающую изменение концентраций осажденных и взвешенных примесей при $t \geq t_0$, можно преобразовать следующим образом:

$$\begin{cases} \frac{\partial C_i(t)}{\partial t} = -(C_i(t) - C_i(t_0))(R_i(t_0) + \lambda) + \frac{S_i}{V_i} (C_i^p(t) - C_i^p(t_0)) R_i^p(t_0) \\ \frac{\partial C_i^p(t)}{\partial t} = \frac{V_i}{S_i} C_i(t) R_i(t_0) - C_i^p(t) (R_i^p(t_0) + \lambda) \end{cases} \quad (3)$$

Данную систему уравнений можно решить аналитически. Полученное в результате решение используется как начальное условие для системы (1) при $t \geq (t_0 + \Delta t)$, которая применяется для коррекции решения системы (3). Схематичное изображение данной методики представлено на рис. 1.

При программной реализации данной методики условием перехода от модели (1) к модели (3) является

$$\sum_{i=1}^{N_{comp}} \left(\frac{1}{C_i(t)} \frac{\partial C_i(t)}{\partial t} \right) \leq \varepsilon_1. \quad (4)$$

Условием перехода от модели (3) к (1) для коррекции полученного решения является

$$\sum_{i=1}^{N_{comp}} \left(\frac{(C_i(t) - C_i(t_0)) \sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^{N_{comp}} Q_{ji}(t) + \frac{1}{V_i} \sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^{N_{comp}} (C_j(t) - C_j(t_0)) Q_{ji}(t) V_j}{(C_i(t_0)) \sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^{N_{comp}} Q_{ji}(t) + \frac{1}{V_i} \sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^{N_{comp}} (C_j(t_0)) Q_{ji}(t) V_j} \right) \geq \varepsilon_2. \quad (5)$$

Величины ε_1 и ε_2 являются входными параметрами, задаются во входном файле. Данные величины и величина большого временного шага Δt оказывают влияние на точность получаемого решения (точность выполнения закона сохранения массы примеси во всей системе).

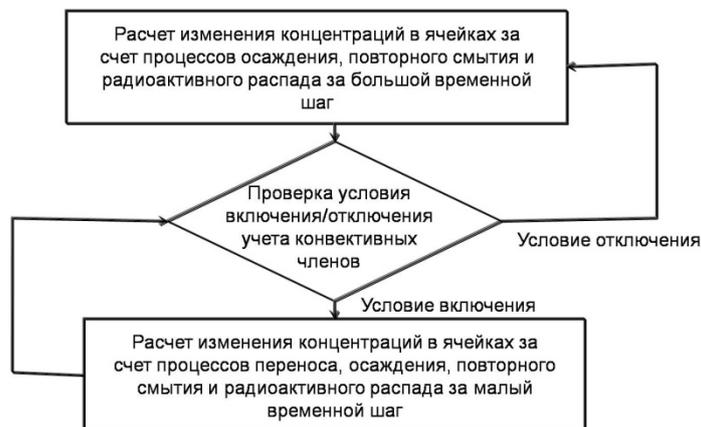
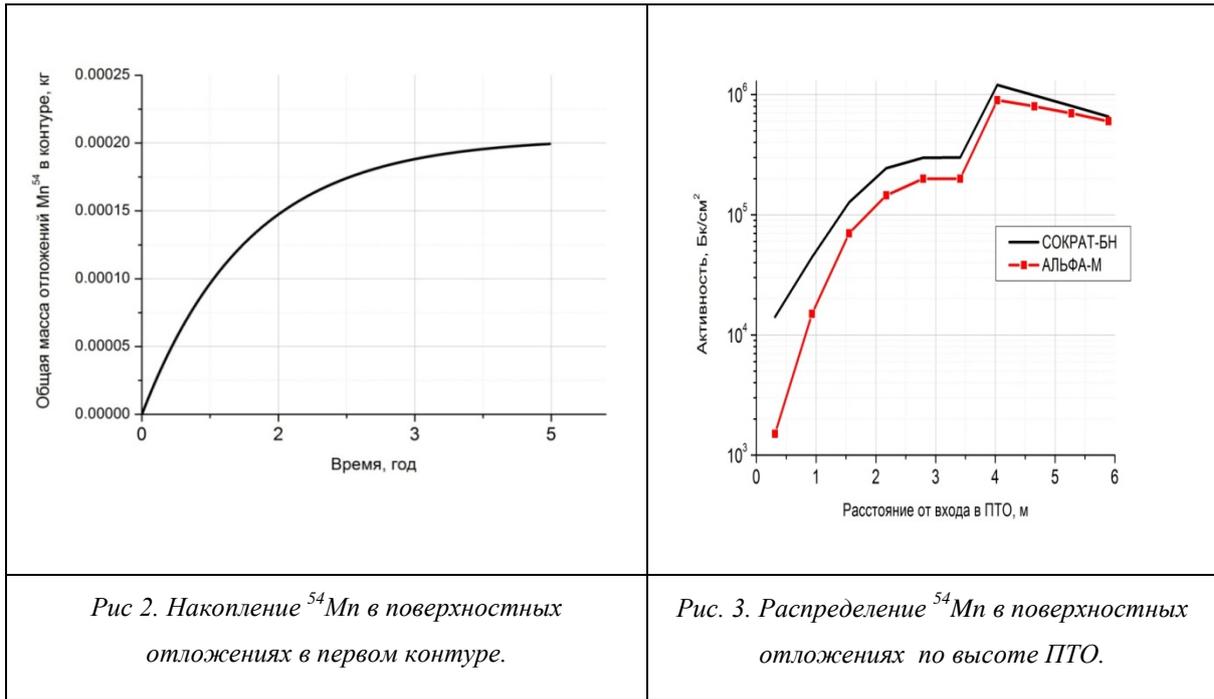


Рис. 1. Алгоритм расчета процесса накопления радиоактивных ПК

4. Результаты тестовых расчетов

В ходе тестирования модуля TRANS_FP были проведен расчет процесса накопления изотопа ^{54}Mn в первом контуре РУ БН-600 при номинальном режиме работы. В качестве модели источника ^{54}Mn использовались результаты расчета данного процесса, полученные при использовании кода АЛЬФА-М. Расчет проводился до момента установления равновесных концентраций осажденных и взвешенных примесей (как видно из рис. 2, установление равновесных значений происходит через 5 лет). На рис. 3 представлено распределение удельной активности по высоте ПТО. Полученное распределение с учетом различий во входном наборе теплогидравлических параметров кодов СОКРАТ-БН и АЛЬФА-М соответствует результатам, полученным с помощью программы CORROUS (входящей в состав АЛЬФА-М). Линией обозначены результаты расчёта по программе СОКРАТ-БН при времени работы реактора 5 лет, линией с маркерами – результаты расчёта по программе АЛЬФА-М при времени работы реактора 20 лет.



5. Заключение

Для решения задачи расчета процесса образования, переноса и поведения ПК и газообразных ПД в жидкой и газообразной фазе натриевого теплоносителя в состав кода СОКРАТ-БН включен модуль TRANS_FP. Данный модуль разработан на основе моделей переноса, используемых в коде СОКРАТ/ВЗ, и модели массообмена между теплоносителем и стенками и контура, используемых в коде Альфа-М. Тестовые расчет накопления изотопа ^{54}Mn в первом контуре РУ БН-600 подтвердили работоспособность разработанного модуля. В дальнейшем планируется адаптировать TRANS_FP для задач, связанных с расчетом накопления летучих и нелетучих ПД в контурах РУ типа БН.

Литература

1. Радиационная безопасность АЭС с быстрым реактором и натриевым теплоносителем / Ю.В. Четкин, В.Д. Кизин, В.И. Поляков. - М.: Энергоатомиздат, 1983. - 128 с.
2. Бакуменко О.Д., Кулаковский М.Я., Сергеев В.А. Проблемы активности первого контура быстрых энергетических реакторов. - US/USSR Seminar on ZMFBR Reactor Safety, Argonnr, 1976, USA: ERDA, 76 - 103, p. 2 - 63.
3. S.V. Tsaun, V.V. Beslepin, A.E. Kiselev, I.A. Potapov, V.F. Strizhov, L.I. Zaichik, "Numerical Simulation of the Behavior of Fission Products in the Primary Circuit of the VVER during the LOCA Severe Accident", ICONE17-75159, Proceedings of the 17th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE17, July 12-16, Volume 2, 2009, Brussels, Belgium, pp.361-368.
4. К.И. Васильева, А.С. Жилкин, И.А. Кузнецов. Аналитическое решение уравнения переноса радиоактивных частиц теплоносителем ядерного реактора. Атомная энергия, т.52, вып. 4, с.267, 1982.

Моделирование деятельности фонда взаимного страхования

Хамитов Э.М., студент 4 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

Объем Российского рынка страховых услуг, в том числе его часть, связанная с рисковыми видами страхования, продолжает стабильно расти, однако это относится в первую очередь к коммерческим формам организации страховой деятельности. Альтернативная форма - взаимное страхование в силу ряда причин (отсутствие надлежащей законодательной базы, поддержка интересов коммерческих страховщиков) в современной России не получила распространения. По данным ФССН на сентябрь 2012 года в РФ имели действующую лицензию на страховую деятельность только 10 обществ взаимного страхования (ОВС). Между тем, в развитых странах взаимное страхование занимает значительный сегмент. На взаимное имущественное страхование приходится более 50% страхового рынка Швеции, более 40% - Финляндии, почти 30% - США.

Взаимное страхование по сравнению с коммерческим имеет ряд весомых преимуществ, основным из которых является тот факт, что вложенные в ОВС средства остаются среди членов общества, а не выплачиваются стороннему страховщику, и могут быть направлены на превентивные мероприятия и снижение будущих выплат. Другое достоинство - такая форма страховой защиты позволяет избежать переплат за передачу страховщику нестандартных рисков, характерных для конгломерата участников ОВС, имеющих место в коммерческом страховании. Имеется и ряд других преимуществ.

В рамках исследования возможности создания ОВС в отраслях экономики, содержащих технологически сложные объекты, деятельность которых несет риски для окружающей среды и населения, проводимого в ИБРАЭ РАН, была поставлена задача создания динамической модели ОВС. Такая модель позволила бы наблюдать динамику накопления средств фонда, определить оптимальные режимы работы, исследовать его устойчивость.

2. Исследуемые процессы

Рассмотрим финансовые потоки, проходящие через фонд. Основным источником собственных средств и страховых резервов ОВС является его операционная деятельность. Результат операционной деятельности за период представляет собой разность суммарного тарифа, собранного по всему страховому портфелю, и суммарных страховых выплат. При трехуровневых схемах сюда же входят поддержка со стороны центра (государственного бюджета) и выплаты по договорам перестрахования.

Совместное финансирование ОВС за счет средств страхователей и государственного бюджета может иметь место в течение периода накопления фонда, если создание фонда соответствует общественным интересам. В данной работе рассматриваются два альтернативных механизма смешанного финансирования:

- Возмещение государством доли страхового тарифа (система скидок)
- Возмещение государством доли страховых выплат.

Доля государства предполагается линейно снижающейся до нуля к моменту окончания периода накопления.

Перестрахование является важным инструментом для поддержания устойчивости фонда. В рамках модели исследуется два подхода:

- Передача перестраховщику части рисков по каждому заключенному страховому договору
- Передача перестраховщику части суммарных рисков ОВС.

В зависимости от результатов деятельности за период и объема страховых резервов решается вопрос о распределении имеющихся средств, или путях компенсации их нехватки. В первом случае средства

могут быть направлены на выплату имеющихся задолженностей, перестрахование или инвестированы в различные ценные бумаги, недвижимость и по другим направлениям. Во втором случае нехватка может компенсироваться за счет привлечения собственных средств ОВС, либо сторонних займов.

Критерием устойчивости ОВС является соответствие размеров собственного капитала, состоящего из уставного капитала и прибыли от инвестиционной деятельности, объему принятых обязательств (маржа платежеспособности). Обязательства включают в себя страховые резервы и заемные средства.

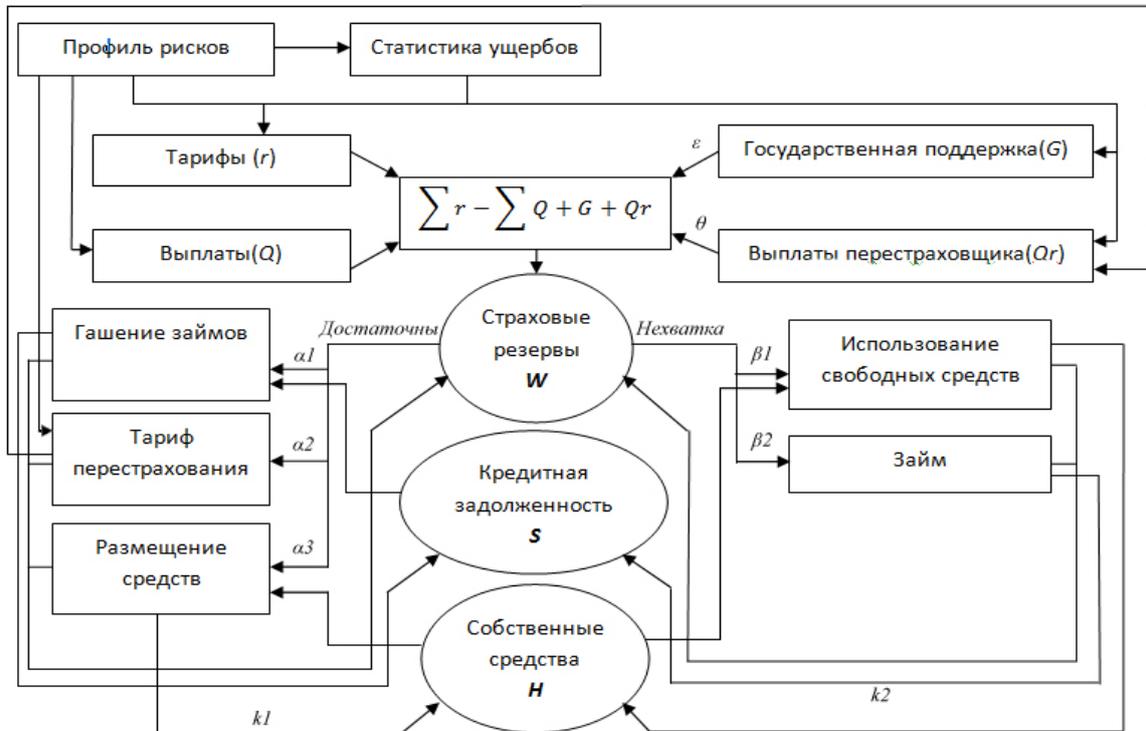


Рис. 1. Блок-схема модели

3. Задачи имитационного моделирования

Имеется группа страхователей со схожими рисками, образующих ОВС при поддержке государства. Необходимо определить:

- Эффективности смешанного финансирования при разных схемах участия центра
- Эффективность различных форм перестрахования в зависимости от величины перестраховываемых рисков
- Оптимальный режим работы фонда

Для проведения расчетов использовался набор независимых страхователей, профили рисков у которых распределены экспоненциально, с различными параметрами. Здесь и далее за единицу измерения приняты средние по портфелю ожидаемые выплаты. При помощи этих случайных величин генерируется статистика по ущербам, предшествующим началу периода накопления, а затем и сами ущербы. На основе статистики ущербов, по методологии, рекомендованной Федеральной службой РФ по надзору за страховой деятельностью, рассчитываются тарифные ставки [1].

Для определения тарифа перестрахования можно использовать те же статистические формулы, что и для внутренних тарифов ОВС, однако, в виду того, что перестраховываются, как правило, достаточно редкие события, статистический подход оказывается неприменим. Далее предполагается, что перестраховщику известны реальные значения рисков участников ОВС.

На основе реализуемых ущербов рассчитывается динамика фонда в течение всего периода накопления. Путем многократного (от 1000 до 10000) повторения этих шагов для различных параметров строятся распределения вероятностей и оптимизационные кривые.

Во всех примерах число компаний-участников ОВС $N=10$, имеется статистика за $T_{stat} = 5$ лет, исследуемый период времени $T=10$ лет, средняя годовая доходность размещенных средств $k1$ и средняя ставка кредитования $k2$ предполагаются неизменными и равными 10%. Параметры распределений рисков страхователей $\lambda_i \in [0.5; 2]$, $\bar{\lambda}=1$.

4. Эффективность механизмов поддержания

Варьируя долю возмещения государством тарифа/ущерба, при одинаковых ожиданиях выделенных бюджетных средств, видим, что схема с компенсацией ущерба оказывается несколько более эффективной (рис. 2а).

Перестрахование оказывается эффективным только в том случае, когда нижний порог достигает значений, при которых тариф перестраховщика оказывается значительно меньше перестраховываемых ущербов. В этом случае вероятность неразорения выходит на постоянную величину (рис.2б). Для анализа эффективности перестрахования на подобных интервалах статистические подходы, в виду исключительной редкости событий, оказываются неудобны.

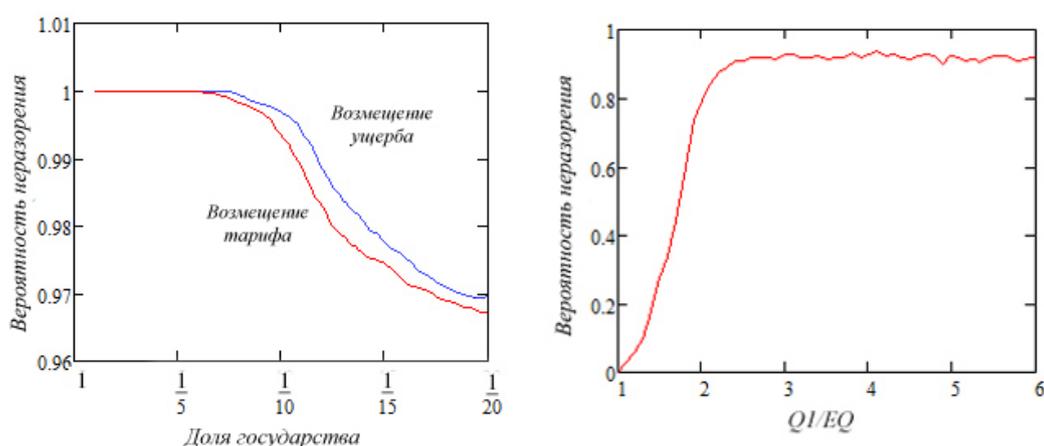


Рис. 2. Зависимость эффективности схем смешанного финансирования от доли участия государства и перестрахования, от нижней границы передаваемых рисков (перестраховывается суммарный убыток)

Для оценки влияния на фонд исключительных (маловероятных, но высокоубыточных) событий можно воспользоваться методами стресс-тестирования. Реализуется сценарий, в котором в роли стресса выступает превышение ущербом i -го страхователя ожидаемого в x раз, на n -том году работы фонда. Результаты моделирования представлены в табл. 1.

Таблица 1. Вероятность неразорения фонда в стрессовых условиях (стартовая доля государства 20%, порог перестрахования выше критического значения)

	Стрессовый год	5	5	5	3	
	Стрессовый ущерб	30	50	70	30	0
Без перестрахования	Без гос-ва	0	0	0	0	0,914
	Возм. Тарифа	0,098	0	0	0,14	1
	Возм. Ущерба	0,129	0,002	0	0,23	1
Перестрахование по каждому договору	Без гос-ва	0,522	0,173	0,002	0,4	0,92
	Возм. Тарифа	0,969	0,885	0,544	0,965	0,995
	Возм. Ущерба	0,978	0,889	0,595	0,969	0,997
Перестрахование суммарного ущерба	Без гос-ва	0,869	0,583	0,212	0,855	0,931
	Возм. Тарифа	1	0,987	0,909	0,998	1
	Возм. Ущерба	1	0,994	0,917	1	1

Схема с возмещением государством ущерба, в стрессовых условиях оказывается эффективнее, чем и объясняется её преимуществом, наблюдавшееся ранее.

В стрессовых условиях перестрахование значительно увеличивает устойчивость фонда, причем при равных тарифах перестрахование фонда как целого оказывается явно предпочтительнее. Объяснить это можно, исследуя распределения рисков. Во втором случае тариф перестрахования с уменьшением перестраховываемого интервала падает быстрее, следовательно, при равных тарифах страхуется больший диапазон ущербов. Если же одновременно с этим в поддержке ОВС участвует и государство, то эффективность перестрахования увеличивается в несколько раз.

5. Оптимизация работы фонда

Исследуется процесс принятия решений по использованию полученных в результате деятельности за финансовый период средств. Ищутся пути их распределения, при которых показатель устойчивости фонда оказывается максимальным. В случае дефицита страховых резервов решается, какую часть возмещать из собственных средств фонда, какую компенсировать сторонними займами. При моделировании используются механизмы, выбранные в предыдущем разделе.

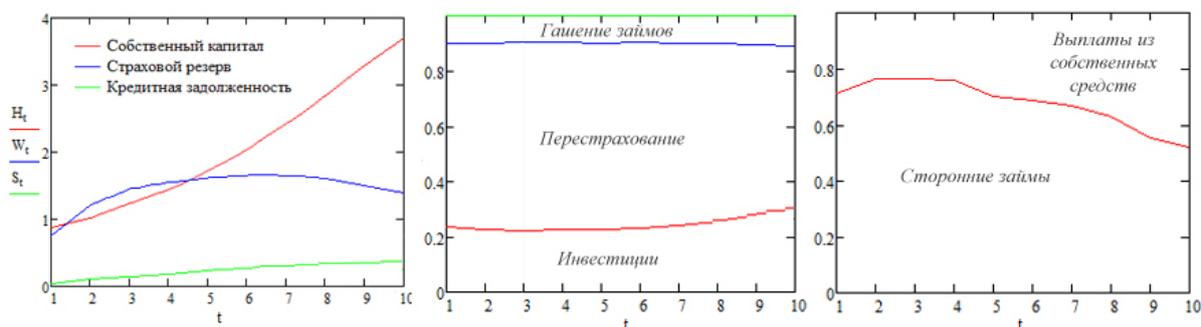


Рис. 3. Результаты моделирования для $k1=k2=10\%$, перестраховывается суммарный убыток, стартовая доля государства 10% (усреднение по 1000 реализаций).

В начале страховой деятельности большую часть имеющихся средств оказывается выгодно тратить на оплату тарифа перестрахования, увеличивая долю передачи рисков перестраховщику. С течением времени эта часть несколько уменьшается, в пользу увеличения затрат, направленных на получение инвестиционной прибыли. В виду малого количества собственных средств на заре существования фонда, оказывается проще компенсировать нехватку средств сторонними займами. С увеличением объема инвестиционной прибыли происходит переход к выплатам из собственных средств и гашению набранных кредитных задолженностей.

6. Заключение

Таким образом, в настоящей работе

- Разработана модель, описывающая динамику развития фонда взаимного страхования,
- Исследована эффективность механизмов смешанного финансирования и перестрахования,
- Показана возможность выхода фонда в устойчивое состояние,
- Решена задача управления средствами фонда.

Литература

1. “Методики расчета тарифных ставок по рисковым видам страхования”, Распоряжение Федеральной службы надзора за страховой деятельностью от 8 июля 1993 г. № 02-03-36.
2. В.Н. Бурков, А.Ю. Заложнев, О.С. Кулик, Д.А. Новиков, “ Механизмы страхования в социально-экономических системах”, М.:ИПУ РАН, 2001.
3. И.К. Андриевская, “Стресс – тестирование: обзор методологий”, ГУ-ВШЭ, 2007.
4. Г.Н. Рыжкова, “Применение графических методов моделирования сложных систем”.
5. А.Н. Бирюков, “Экономико-математическая модель управления рисками с применением имитационного моделирования”, УЭКС 3/10.

О критериях воспламенения водорода в составе водородсодержащих парогазовых смесей

Шульц О. В., м.н.с. РФЯЦ-ВНИИТФ

Научный руководитель: д.ф.-м.н. зам. научного руководителя РФЯЦ-ВНИИТФ Симоненко В. А.

ФГУП РФЯЦ – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики
имени академика Е. И. Забабахина

эл. почта: olegschulz@bk.ru

Установление пределов воспламенения водорода является важной задачей в интересах обеспечения пожаровзрывобезопасности АЭС.

Реакция горения водорода в кислороде в настоящее время довольно детально изучена и имеются экспериментальные данные как по пределам воспламенения водородсодержащих парогазовых смесей (ВПГС) [1], так и данные по механизму реакции и описанию кинетики стадий процесса [2].

В качестве критерия возможности воспламенения и детонации водорода в составе ВПГС широко используется треугольная диаграмма Шапиро-Моффетти [1]. На диаграмме представлены обобщенные экспериментальные данные о концентрационных пределах воспламенения и детонации паро-водородо-воздушных смесей при нескольких комбинациях начальных давления и температуры.

Согласно диаграмме Шапиро-Моффетти нижний предел воспламенения сухой водородо-воздушной смеси составляет 4 % об., верхний – 75 % об. При добавлении в систему водяного пара, верхний и нижний пределы сближаются, и при достижении концентрации водяного пара порядка 60 % об. смесь делается негорючей. Пределы детонации ВПГС, приведенные на диаграмме Шапиро-Моффетти, составляют 18 % об. – нижний предел и 59 % об. – верхний предел. При добавлении водяного пара, пределы детонации сближаются аналогично пределам воспламенения, при концентрации водяного пара более 35 % об. детонация невозможна.

Также в литературе [3] есть данные о пределах воспламенения стехиометрической смеси водорода и кислорода в зависимости от давления и температуры. Три предела воспламенения, полученные авторами [3] свидетельствуют о наличии конкурирующих механизмов ускорения и замедления реакции окисления водорода кислородом, вклад которых меняется в зависимости от давления. Первые два предела (в области давлений ниже атмосферного) воспламенения можно описать с помощью критерия цепного взрыва. Критерий цепного взрыва определяет область параметров, где скорость наработки активных частиц (радикалов) превышает скорость их расходования в изотермических условиях. Так как реакция окисления водорода кислородом протекает по разветвленно-цепному механизму [4], в случае, когда наработка радикалов происходит быстрее их расходования, скорость реакции экспоненциально нарастает и, таким образом, происходит взрыв. Однако критерий цепного взрыва не описывает наличие третьего предела воспламенения, существующего в области высоких давлений. Это объясняется тем, что с ростом давления скорость реакций расходования радикалов растёт быстрее скорости их наработки.

В то же время, реакции расходования радикалов имеют довольно высокий тепловой эффект, который обуславливает накопление тепла в системе, что приводит к ускорению химических реакций и, в результате может привести к тепловому взрыву. Таким образом, для описания пределов воспламенения при повышенном давлении требуется учет тепловых эффектов. Из-за сильно нелинейной зависимости скорости реакций от температуры, совместный учет детального механизма химических реакций и тепловых эффектов затруднен. Для описания третьего предела воспламенения используется упрощенный одноступенчатый механизм реакции совместно с учетом тепловыделения и теплопотерь. Критерий теплового взрыва, сформулированный в работе [5] в рамках стационарной теории теплового взрыва, описывает третий предел воспламенения стехиометрической водород-кислородной смеси в неоднородных условиях, однако не описывает первый и второй пределы.

На рисунке 1 представлены пределы воспламенения, полученные с помощью критериев цепного и теплового взрыва, а также экспериментальные данные из работ [1, 3]. Из рисунка видно, что оба критерия удовлетворительно согласуются с экспериментальными данными при давлении порядка атмосферного. Таким образом, в качестве критерия цепно-теплового взрыва в широком диапазоне давлений можно использовать комбинацию этих критериев.

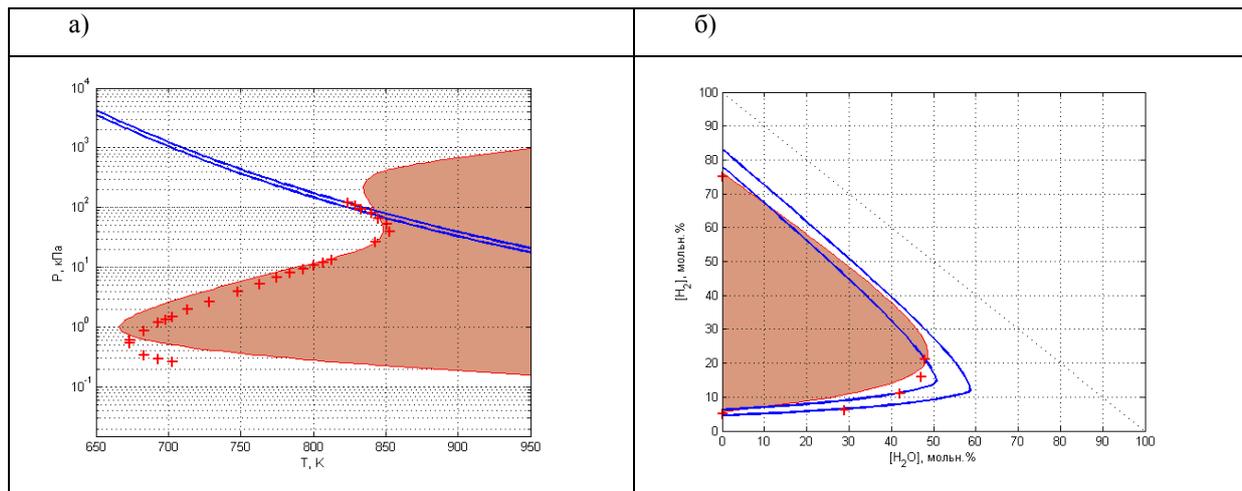


Рис. 1. Экспериментальные и теоретические значения пределов воспламенения а) стехиометрической водород-кислородной смеси; б) смеси водород-воздух-водяной пар. Маркерами обозначены: а) экспериментальные данные [3], б) экспериментальные данные [1], закрашенная область – теоретически полученные пределы цепного взрыва, сплошные линии – теоретически полученные пределы теплового взрыва (более широкие пределы соответствуют тепловому взрыву в цилиндрическом сосуде, более узкие - в сферическом)

Помимо аналитического описания упрощенными критериями, воспламенение водорода в составе ВПГС можно смоделировать также численно решая систему дифференциальных уравнений, описывающих скорость и тепловой эффект каждой элементарной стадии процесса. Пример численного решения такой системы приведен на рисунке 2. Механизм реакции и его кинетические параметры взяты из работы [2].

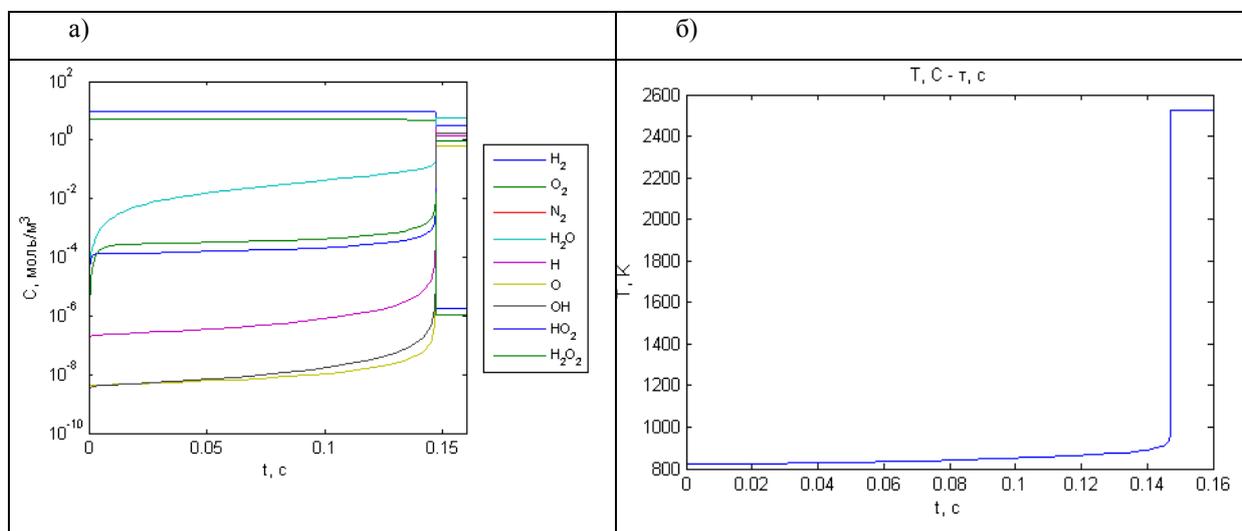


Рис. 2. Кинетические кривые окисления водорода, полученные численным решением системы дифференциальных уравнений, описывающих кинетику и тепловой эффект каждой элементарной стадии процесса.

Из приведенного примера видно, что численный расчет позволяет определять такие параметры процесса горения, как время индукции, полноту выгорания, тепловой эффект, отслеживать температуру и состав смеси для каждого момента времени. Однако такой расчет требует существенно более дорогостоящих вычислений по сравнению с расчетом с помощью критериев.

Так как критерии и численное решение позволяют делать оценки возможности воспламенения и взрыва водорода в составе ВПГС в широком диапазоне изменения параметров, для их проверки требуются соответствующие экспериментальные данные. Экспериментальные данные, полученные авторами [1, 3] позволяют определить применимость критериев, однако только в узком диапазоне изменения параметров. Для применения критериев воспламенения в интересах обеспечения пожаровзрывобезопасности АЭС необходима их дополнительная проверка для условий, соответствующих аварийным, таким как повышенные давления, наличие в атмосфере примесей газов и аэрозолей, сложная геометрия и характерные масштабы областей, различные параметры источников инициирования. Проведение такой проверки и получение соответствующих экспериментальных данных является задачей дальнейших исследований. Кроме того необходимо развитие критериев для их применения к областям с неоднородными распределениями параметров, обусловленными такими процессами, как стратификация, струйные течения, работа систем безопасности.

Литература

1. Shapiro Z.M., Moffette R.T. Hydrogen flammability data and application to PWR loss-of-coolant accident. WAPD-SC-545, Westinghouse Electric Corp. (1957).
2. В. Г. Матвеев, Упрощение механизма горения водорода, Институт проблем химической физики в Черноголовке РАН, 142432 Черноголовка. Физика горения и взрыва, 2001, т. 37, №1.
3. Льюис Б., Эльбе Г. Горение, пламя и детонация в газах. М.: Наука, 1957.
4. Я. Б. Зельдович, Г. И. Баренблатт, В. Б. Либрович, Г. М. Махвиладзе, Математическая теория горения и взрыва. М.: Наука, 1980.
5. Д. А. Франк-Каменецкий, Диффузия и теплопередача в химической кинетике. Третье издание, исправленное и дополненное. М.: Наука, 1987.

Некоторые аспекты метрологического обеспечения обращения с радиоактивными отходами в России

Арефинкина С.Е., м.н.с. ИБРАЭ РАН

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

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

1. Введение

В работе приведены результаты анализа стандартов, регулирующих отдельные вопросы обращения с радиоактивными отходами (РАО), дан обзор основных положений этих документов.

2. О метрологическом обеспечении атомной отрасли в России

С целью координации работ по обеспечению единства и требуемой точности измерений на предприятиях и в организациях Росатома и осуществления метрологического контроля и надзора создана метрологическая служба (МС) Росатома.

Правовую базу функционирования МС Росатома составляют: Закон Российской Федерации «Об обеспечении единства измерений»; правила по метрологии; нормативные документы государственной системы измерений; положения о МС и ее структурных элементах; соглашения между Росатомом и Ростехрегулированием.

Работы по метрологическому обеспечению относятся к основным видам деятельности, а подразделения метрологических служб предприятий создаются приказами руководителей предприятий как самостоятельные структурные единицы, возглавляемые главным метрологом и относятся к основным производственным или к тематическим подразделениям.

3. Метрологическое обеспечение обращения с РАО: поиск и анализ документов

В рамках данной работы поиск действующих стандартов, регулирующих обращение с РАО, осуществлялся с использованием следующих специализированных ресурсов:

- база нормативных документов на официальном сайте метрологической службы Росатома;
- перечень стандартов атомной отрасли, представленный на сайте технического комитета по стандартизации ТК 322 «Атомная техника».

В результате было определено, что обращение с РАО в России регламентируется следующими основными национальными стандартами.

ГОСТ Р 50996-96 «Сбор, хранение, переработка и захоронение радиоактивных отходов» устанавливает термины и определения понятий в области сбора, хранения, переработки и захоронения РАО. Даются определения самих радиоактивных отходов и их основных видов (газообразные, жидкие, твердые радиоактивные отходы). Дается определение обращения с РАО (- комплекс технологических и организационных мероприятий, включающих сбор, переработку, кондиционирование, транспортирование, хранение и захоронение радиоактивных отходов, консервацию могильников и контроль на всех стадиях), а также мероприятий, связанных с обращением, и ряд других терминов. В частности, под отверждением радиоактивных отходов понимается перевод жидких радиоактивных отходов в твердое агрегатное состояние с целью уменьшения возможности миграции или рассеяния радионуклидов.

ГОСТ Р 52126-2003 устанавливает метод определения химической устойчивости отвержденных РАО и их имитаторов посредством выщелачивания радионуклидов и макрокомпонентов при длительном контакте с водой и водными растворами.

Стандарт применяется для определения химической устойчивости отвержденных отходов и их имитаторов, разработки технологий отверждения, качественной оценки измерения их свойств в процессе хранения, для сравнения результатов, полученных при исследовании образцов в различных лабораториях

и при различных технологических процессах отверждения. Метод позволяет получать результаты изменения химической устойчивости в условиях, приближенных к реальным условиям захоронения, изменением некоторых параметров проведения экспериментов (давления, температуры, состава контактной воды). В стандарте рассказано о сущности метода, средствах измерений, порядке подготовки к проведению испытаний, порядке проведения и оформления испытаний.

ГОСТ Р 50089-2003 устанавливает определение долговременной устойчивости отвержденных высокоактивных отходов к альфа-излучению. Сущность рассмотренного в стандарте метода состоит в следующем. Для прогнозирования изменений свойств отвержденных отходов необходимо смоделировать процессы, которые будут происходить в них при хранении не менее 10000 лет. В процессе испытаний исследуют образцы отходов, содержащие альфа-излучатели, и контрольные образцы. Перед началом хранения определяют плотность, скорость выщелачивания, структуру и механические свойства испытуемых образцов и контрольных образцов. Образцы, содержащие альфа-излучатели, и контрольные образцы необходимо хранить при комнатной температуре в емкостях с плотно закрытой крышкой в течение времени, достаточного для получения образцами, содержащими альфа-излучатели, необходимой расчетной дозы альфа-излучения (не менее одного года). Для специальных целей допускается хранение при других температурах. При хранении образцов более одного года свойства, указанные выше, определяют не реже одного раза в год в течение периода хранения. При необходимости для образцов, содержащих альфа-излучатели, исследуют выделение гелия. После хранения образцов, содержащих альфа-излучатели, и контрольных образцов проводят определения тех же свойств, что и перед хранением. Для образцов, содержащих альфа-излучатели, также определяют запасенную энергию. Сравнивают значения параметров, полученных для образцов, содержащих альфа-излучатели, и контрольных образцов. Если свойства по отношению к альфа-излучению не изменились, образцы считают радиационно стойкими. Также в *ГОСТ Р 50089-2003* рассмотрены средства измерений, порядок подготовки к проведению испытаний, порядок проведения и правила оформления результатов испытаний.

В *ГОСТ Р 50927-96* рассматривается регулирование обращения с битумированными радиоактивными отходами. Согласно *ГОСТ Р 50996-96* «Сбор, хранение, переработка и захоронение радиоактивных отходов», под битумированием РАО понимается включение радиоактивных отходов в битумный матричный материал. Под матричным материалом понимается материал, используемый для перевода радиоактивных отходов в монолитную структуру. Примерами матричных материалов являются битум, цемент, различные полимеры, стеклоподобные и минералоподобные материалы.

ГОСТ Р 50927-96 устанавливает общие технические требования к битумным компаундам, полученным путем включения в расплавленную битумную матрицу жидких радиоактивных отходов, удельная активность которых позволяет безопасное для окружающей среды захоронение вблизи поверхности. Стандарт применяется при проектировании, изготовлении и эксплуатации установок для битумирования радиоактивных отходов, проектировании и эксплуатации контейнеров и могильников для битумированных отходов. Помимо общих технических требований, стандарт устанавливает требования по охране окружающей среды.

ГОСТ Р 51883-2002 регулирует обращение с цементированными радиоактивными отходами. Согласно *ГОСТ Р 50996-96*, под цементированием РАО понимается включение радиоактивных отходов в цементный матричный материал.

ГОСТ Р 51883-2002 устанавливает общие технические требования к цементированным радиоактивным отходам, полученным включением жидких РАО низкого и среднего уровней активности в матричные композиции на основе неорганических вяжущих веществ (портландцемент, шлакопортландцемент, металлургический шлак и др.). Стандарт также распространяется на цементные компаунды, содержащие золу от сжигания радиоактивных отходов.

Требования настоящего стандарта обязательны при:

- разработке технологий для цементирования жидких радиоактивных отходов;
- конструировании, изготовлении и монтаже оборудования, предназначенного для цементирования радиоактивных отходов;
- проектировании соответствующих систем (элементов) ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения и захоронения;
- размещении и проектировании пунктов хранения и захоронения радиоактивных отходов.

ГОСТ Р 51824-2001 распространяется на защитные невозвратные контейнеры (НЗК) из конструкционных материалов на основе бетона, предназначенные для размещения, длительного

хранения в хранилищах, транспортирования и захоронения в приповерхностных или подземных могильниках твердых и отвержденных радиоактивных отходов.

Настоящий стандарт устанавливает общие требования к защитным невозвратным контейнерам из конструкционных материалов на основе бетона для твердых и отвержденных радиоактивных отходов ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ и хранилищ радиоактивных отходов, за исключением отработавшего ядерного топлива и высокоактивных твердых и отвержденных отходов, образующихся при его переработке. Требования настоящего стандарта должны учитываться при разработке нормативной, проектно-конструкторской и технологической документации по кондиционированию, хранению и захоронению радиоактивных отходов. При изготовлении, испытаниях и эксплуатации контейнеров следует руководствоваться требованиями государственных стандартов или других нормативных документов на конкретные изделия по утвержденной проектной документации.

В стандарте приводятся основные определения, в частности, под НЗК понимается упаковочный невозвратный комплект, предназначенный для размещения, хранения и захоронения твердых и отвержденных радиоактивных отходов. Также в стандарте рассмотрены общие технические требования (в которые включаются: требования назначения, надежности, безопасности, требования к герметичности и изолирующим свойствам, требования к механической прочности, требования стойкости к внешним воздействиям, требования к сохранению герметичности и защитных свойств после испытаний на нормальные условия обращения, требования технологичности при разработке и изготовлении, конструктивные требования), требования к конструкционным материалам, к комплектности, к маркировке, к упаковке, к транспортированию и хранению НЗК.

ГОСТ Р 52037-2003 устанавливает требования к размещению, проектированию, сооружению, эксплуатации и выводу из эксплуатации приповерхностных могильников твердых и отвержденных радиоактивных отходов объектов использования атомной энергии, срок потенциальной опасности которых не превышает проектную продолжительность функционирования инженерных барьеров системы захоронения.

Стандарт распространяется на могильники РАО, которые спроектированы, построены и введены в эксплуатацию после 2003 года. Созданные ранее могильники подлежат модернизации с целью приведения их в соответствие с требованиями настоящего стандарта в срок, необходимый для разработки и осуществления мероприятий по модернизации. Решения по модернизации разрабатывают в соответствии с требованиями настоящего стандарта, действующих нормативных документов и согласовывают в установленном порядке. Стандарт не распространяется на могильники для захоронения радиоактивных отходов, образующихся при добыче и обогащении радиоактивных руд и других полезных ископаемых, а также химически токсичных и биологических отходов.

4. Заключение

Проведенный анализ национальных стандартов, регламентирующих обращение с радиоактивными отходами, показал, что специализированные интернет-ресурсы обеспечивают возможность поиска и работы с основными документами по выбранному направлению. При этом для повышения эффективности работы было бы целесообразно структурирование стандартов, регулирующих непосредственно обращение с РАО, и создание в открытом доступе тематического подраздела существующих баз данных или самостоятельной БД по данной тематике.

Литература

1. ГОСТы Р50996-96, Р52126-2003, Р50089-2003, Р50927-96, Р51883-2002, Р51824-2001, Р52037-2003.
2. Официальный сайт метрологической службы Росатома <http://www.metroatom.ru>.
3. Сайт технического комитета по стандартизации <http://www.tk322.ru>.

