

СОДЕРЖАНИЕ

**БЕЗОПАСНОСТЬ,
НАДЕЖНОСТЬ И
ДИАГНОСТИКА ЯЭУ**

А.В. Антонов, А.В. Дагаев, В.А. Чепурко
Модель анализа надежности подсистем ЯЭУ со встроенным контролем3

О.М. Гулина, А.А. Жиганшин, В.А. Чепурко
Разработка критерия оптимизации срока службы энергоблока10

С.Т. Лескин, В.В. Валуй, Д.Г. Зарюгин
Применение нейронных сетей для задач диагностики ГЦН
по данным оперативного технологического контроля15

**АКТУАЛЬНЫЕ
ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ
ЭНЕРГЕТИКИ**

*В.Б. Ануфриенко, Г.Н. Казанцев, В.П. Ковалев, А.Г. Матков, Г.М. Пшакин,
М.Я. Хмелевский*
«Холодный» ядерный реактор с прямым преобразованием ядерной
энергии в электрическую на вторичных электронах в рамках проблемы
нераспространения ядерных материалов22

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

А.Н. Ершов, Д.А. Камаев, О.В. Шершаков
Процедура оценки чувствительности и неопределенности боксовой
модели переноса загрязнений в морях30

П.М. Стукалов, А.И. Смагин
Моделирование поведения радионуклидов в водоемах,
расположенных в головной части восточно-уральского радиоактивного
следа37

М.Монири, В. Черкашин
Оценка влияния выбросов легководного исследовательского реактора
на облучение населения.....45

**ФИЗИКА И ТЕХНИКА
РЕАКТОРОВ**

Б.Д. Абрамов
О некоторых модификациях уравнений точечной кинетики52

А.В. Ляпин, Н.А. Прохорова Э.П. Попов, С.В. Забродская, А.Г. Цикунов
Расчетный бенчмарк - тестовая модель реактора БР-10.....60

Р.И. Мухамадеев, А.П. Суворов
Расчетный бенчмарк по активации конструкционных материалов
исследовательского реактора АМ.....68

П.Переславцев, Д.Сахраи
Вычисление нейтронных характеристик реактора ЕАР-8073

М. В. Кащеев
Аннотация программы PPRKRS84

ТЕПЛОФИЗИКА

А.А. Казанцев, В.А. Левченко
Динамическая модель двухфазного теплообменника для тренажера89

**ИЗ ИСТОРИИ АТОМНОЙ
НАУКИ И ТЕХНИКИ**

А.Д. Ефанов, Ф.А. Козлов
От выбора теплоносителей для ЯЭУ к атомной энергетике XXI века.....99

CONTENTS

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP	<i>A.V. Antonov, A.V. Dagayev, V.A. Chepourko</i> Non-asymptotic Model for System Reliability with Built-in Control3
	<i>O.M. Gulina, A.A. Zgiganshin, V.A. Chepourko</i> The Development of Optimization Criterion for NPP Unit Life Time10
	<i>S.T. Leskin, V.V. Valuy, D.G. Zarugin</i> Application of Neural Network for Main Circulation Pumps Diagnostic15
CYRRENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING	<i>V.B. Anufrienko, G.N. Kazantsev, V.P. Kovalev, A.G. Matkov, G.M. Pshakin, M.Ya. Khmelevsky</i> «Cold» Nuclear Reactor with Direct Nuclear - Electric Energy Conversion Based on Secondary Electrons within the Frame of Nuclear Material Non - Proliferation.....22
	<i>A.N. Ershov, D.A. Kamaev, O.V. Shershakov</i> Procedure of Sensitivity and Uncertainty Estimation for the Box Model of Pollution Transport by Sea30
ENVIROMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING	<i>P.M. Stukalov, A.I. Smagin</i> The Modeling of the Radionuclide Transportation in Reservoirs Located in the Head Part of the East Ural Radioactive Trace37
	<i>M. Moniri, V.E. Cherkashin</i> Estimation of Research Light Water Reactor Release Influence on the Population Exposure45
	<i>B.D. Abramov</i> On Some Modifications of the Point Reactor Kinetics Equations52
REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY	<i>A.V. Lyapin, N.A. Prochorova, E.P. Popov, S.V. Zabrodskaya, A.G. Tzikunov</i> Calculational Benchmark – Test Model of BR-10 Reactor60
	<i>R.I. Mukhamadeev, A.P. Suvorov</i> Calculational Benchmark on Activation of Constructional Materials of Research Reactor AM68
	<i>P. Pereslavytsev, D. Sahrai</i> Calculations of Netronic Characteristics of EAP-80 Reactor73
	<i>M.V. Kachtcheev</i> Code PPRKRS Abstract84
	<i>A.A. Kazantsev, V.A. Levchenko</i> Transient Model of Two-phase Flow Heat Exchanger for NPP Simulator89
FROM THE HISTORY OF NUCLEAR SCIENCE AND ENGINEERING	<i>A.D. Efanov, F.A. Kozlov</i> From Choise of Coolant for Nuclear Power Installation to Power Engineering of the XXI century99

МОДЕЛЬ АНАЛИЗА НАДЕЖНОСТИ ПОДСИСТЕМ ЯЭУ СО ВСТРОЕННЫМ КОНТРОЛЕМ

А.В. Антонов, А.В. Дагаев, В.А. Чепурко

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск



Статья посвящена расчету надежности подсистем ЯЭУ с многократным восстановлением. Разработана модель, позволяющая рассчитывать неасимптотический и асимптотический коэффициенты готовности. Осуществлен сравнительный анализ показателей надежности. Проведен краткий обзор литературы по данной тематике.

ВВЕДЕНИЕ

С увеличением сложности систем растет уровень требований, предъявляемых к их надежности. Классическим подходом, применяемым для определения характеристик надежности восстанавливаемых объектов, является подход, основанный на применении асимптотических моделей. Однако применение асимптотических моделей корректно для систем, к которым не предъявляются особые требования по надежности, а также для систем, проработавших длительное время, иными словами, когда время работы много больше средней наработки. Расчеты, полученные по асимптотическим моделям вследствие ряда упрощений, допускаемых в них, не гарантируют высокой точности оценок надежности. Системы ядерных энергетических установок (ЯЭУ) относятся к классу высоконадежного оборудования, поэтому приходится развивать математический аппарат, позволяющий оценивать надежность систем с большим уровнем точности. Создание неасимптотических моделей является необходимым условием повышения точности расчетов. Авторами предложена неасимптотическая модель анализа надежности систем.

В литературе, в основном, находят отражение различные виды асимптотических моделей. Так в [1] приводятся асимптотические модели с различными типами стратегий обслуживания. В [2] представлена классификация моделей анализа надежности систем и объектов исследования надежности. Здесь описаны модели, учитывающие различные виды резервирования элементов с постоянной интенсивностью отказов [2, с. 204-230], приводятся модели оптимизации надежности систем.

В [3] рассматриваются модели анализа надежности с учетом структуры системы, описываются задачи оптимизации периода проведения предупредительных профилактик с мгновенной индикацией отказа и с индикацией произвольной длительности, при наличии плановых восстановительных работ, при отсутствии самостоятельной индикации отказов. Там же изложены процедуры определения стоимостных показателей функционирования систем, соответствующие представленным моделям.

В [4] описываются характеристики правил обслуживания систем, излагаются методы оптимизации обслуживания систем в асимптотической постановке задачи. Рассматриваются задачи резервирования.

В [5] поставлена задача оптимизации запасных изделий и приборов (ЗИП) и надежности систем с мгновенным восстановлением работоспособности. Помимо этого приводятся модели с восстановлением при постепенных отказах системы с учетом контроля и без него.

В [6] описана процедура вывода уравнений восстановления. Рассматриваются математические модели затрат на системы с различными видами обслуживания.

МОДЕЛЬ, УЧИТЫВАЮЩАЯ ВСТРОЕННЫЙ КОНТРОЛЬ В СИСТЕМЕ

В настоящей работе рассматривается неасимптотическая модель анализа надежности систем, которая учитывает наличие встроенного контроля и аварийной профилактики. Уравнения восстановления, полученные в данной модели, основаны на уравнениях Вольтерра 2 рода.

Данная модель предполагает наличие встроенного контроля с мгновенной индикацией отказов в системе и ее полное восстановление в случае отказа. Контроль осуществляется за системой постоянно и в случае отказа функционирование системы прекращается и она находится в неработоспособном состоянии до момента восстановления. Рассмотрим стратегию функционирования более подробно.

Считается, что в начальный момент времени $t_0=0$ система находится в работоспособном состоянии и, следовательно, коэффициент готовности системы в этой точке равен единице. Система функционирует до момента отказа ξ_i , после чего проводится аварийное восстановление, которое длится промежуток времени η_{ifr} . После восстановления в момент времени τ_{ir} система продолжает свою работу до очередного момента отказа, далее происходит восстановление через случайное время η_{ifr} и переход в работоспособное состояние. Такой цикл повторяется до выбранного момента времени t . Представленная стратегия отображена на рис.1.

Рассмотрим обозначения, используемые в этой модели: '+' и '-' характеризуют рабочее и нерабочее состояние системы; ξ_i - период i -ой наработки до отказа; η_{ifr} - длительность проведения i -го аварийного восстановления. Величины τ_{if} и τ_{ir} обозначают интервалы времени от начала работы системы до i -го отказа и i -го восстановления соответственно. Их можно представить в виде сумм других случайных величин, т.е.

$$\{ \tau_{0r} = 0; \left\{ \begin{array}{l} \tau_{1f} = \xi_1 \\ \tau_{1r} = \xi_1 + \eta_{fr} \end{array} \right. ; \left\{ \begin{array}{l} \tau_{2f} = \tau_{1r} + \xi_2 \\ \tau_{2r} = \tau_{1r} + \xi_2 + \eta_{fr} \end{array} \right. ; \left\{ \begin{array}{l} \tau_{if} = \tau_{i-1,r} + \xi_i \\ \tau_{ir} = \tau_{i-1,r} + \xi_i + \eta_{fr} \end{array} \right.$$

Коэффициент готовности для данной стратегии можно записать в виде суммы вероятностей заставить систему в работоспособном состоянии:

$$K(t) = \sum_{i=1}^{\infty} P(\tau_{i-1,r} < t < \tau_{i,f}) = P_1(t < \xi_1) + \sum_{i=1}^{\infty} P(\tau_{i,r} < t < \tau_{i+1,f}) = (1 - F_{\xi}(t)) + \sum_{i=1}^{\infty} P(\tau_{i,r} < t < \tau_{i+1,f}). \tag{1}$$

Распишем i -й элемент суммы:

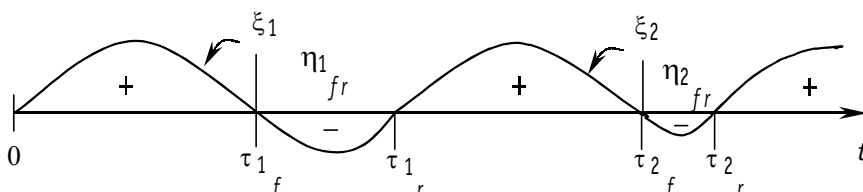


Рис. 1. Стратегия, учитывающая встроенный контроль

$$\begin{aligned}
 P(\tau_{i,r} < t < \tau_{i+1,r}) &= P(\tau_{i,r} < t < \tau_{i,r} + \xi_{i+1}) = \iint_{\substack{\tau_{i,r} < t \\ \xi_{i+1} > t - \tau_{i,r}}} f_{\tau_{i,r}}(x) f_{\xi_{i+1}}(y) dy dx = \\
 &= \int_0^t f_{\tau_{i,r}}(x) \int_{t-x}^{\infty} f_{\xi_{i+1}}(y) dy dx = \int_0^t f_{\tau_{i,r}}(x) \left(1 - \int_0^{t-x} f_{\xi_{i+1}}(y) dy \right) dx = F_{\tau_{i,r}}(t) - \int_0^t f_{\tau_{i,r}}(x) F_{\xi_{i+1}}(t-x) dx = \\
 &= F_{\tau_{i,r}}(t) - \int_0^t F_{\tau_{i,r}}(x) f_{\xi_{i+1}}(t-x) dx, \tag{2}
 \end{aligned}$$

где $P(a < t < b)$ - вероятность попадания случайной величины t в интервал $[a; b]$; $F_{\xi_i}(x)$, $f_{\xi_i}(x)$ - функция и плотность распределения случайной величины ξ_i . Предположим, что величины ξ_i независимы и одинаково распределены $f_{\xi_i} = f_{\xi}$. Аналогичное предположение сделаем относительно времени восстановления системы, т.е. $f_{\eta_{i,fr}} = f_{\eta_{fr}}$. Применив преобразование Лапласа к выражению (2), получим

$$\bar{P}_i(q) = \bar{F}_{\tau_{i,r}}(q) - \bar{F}_{\tau_{i,r}}(q) \bar{f}_{\xi}(q) = \bar{F}_{\tau_{i,r}}(q) (1 - \bar{f}_{\xi}(q)) = \bar{F}_{\tau_{i,r}}(q) \bar{G}_2(q), \tag{3}$$

где $\bar{F}_{\tau_{i,r}}(q)$, $\bar{f}_{\xi}(q)$ - изображение функции и плотности распределения наработки до отказа; $\bar{G}_2(q) = (1 - \bar{f}_{\xi}(q))$.

Покажем, что представляет собой функция распределения i -го момента регенерации:

$$\begin{aligned}
 F_{\tau_{i,r}}(t) &= P(\tau_{i,r} < t) = P(\tau_{i-1,r} + \xi_i + \eta_{i,fr} < t) = \iiint_{\tau_{i-1,r} + \xi_i + \eta_{i,fr} < t} f_{\eta_{i,fr}}(x) f_{\xi_i}(y) f_{\tau_{i-1,r}}(z) dz dy dx = \\
 &= \int_0^t f_{\eta_{i,fr}}(x) \int_0^{t-x} f_{\xi_i}(y) \int_0^{t-x-y} f_{\tau_{i-1,r}}(z) dz dy dx = \int_0^t f_{\eta_{i,fr}}(x) \int_0^{t-x} f_{\xi_i}(y) F_{\tau_{i-1,r}}(t-x-y) dy dx. \tag{4}
 \end{aligned}$$

Поскольку представленная формула является сверткой, то изображение в форме Лапласа этой функции будет иметь следующий вид:

$$\bar{F}_{\tau_{i,r}}(q) = \bar{f}_{\eta_{i,fr}}(q) \bar{f}_{\xi_i}(q) \bar{F}_{\tau_{i-1,r}}(q) = \bar{G}_1(q) \bar{F}_{\tau_{i-1,r}}(q). \tag{5}$$

Используя формулы (2), (5), коэффициент готовности можно представить как

$$\begin{aligned}
 K(q) &= \sum_{i=1}^{\infty} \bar{P}_i(q) = \sum_{i=1}^{\infty} \bar{F}_{\tau_{i,r}}(q) \bar{G}_2(q) = \bar{P}_1(q) + \sum_{i=1}^{\infty} \bar{P}_{i+1}(q) = \bar{P}_1(q) + \sum_{i=1}^{\infty} \bar{F}_{\tau_{i+1,r}}(q) \bar{G}_2(q) = \\
 &= \bar{P}_1(q) + \bar{G}_1(q) \sum_{i=1}^{\infty} \bar{F}_{\tau_{i,r}}(q) \bar{G}_2(q) = \bar{P}_1(q) + \bar{K}(q) \bar{G}_1(q), \tag{6}
 \end{aligned}$$

где

$$\bar{P}_1(q) = \bar{F}_{\tau_{0,r}}(q) \bar{G}_2(q) = \frac{\bar{G}_2(q)}{q}. \tag{7}$$

Применив обратное преобразование Лапласа к (6), получим

$$K(t) = [1 - F_{\xi}(t)] + \int_0^t f_{\eta_{fr}}(x) \int_0^{t-x} f_{\xi}(y) K(t-x-y) dy dx. \tag{8}$$

Уравнение (8) представляет собой формулу неасимптотического коэффициента готовности.

Найдем асимптотический коэффициент готовности. Для этого выразим коэффициент готовности из (6) и, используя (7), получим

$$\bar{K}(q) = \frac{\bar{P}_1(q)}{(1 - \bar{G}_1(q))} = \frac{\bar{F}_{\tau_0}(q)}{(1 - \bar{G}_1(q))} = \frac{\bar{G}_2(q)}{q(1 - \bar{G}_1(q))}. \quad (9)$$

Поскольку преобразование Лапласа к производной коэффициента готовности дает следующий результат:

$$\begin{aligned} \int_0^{\infty} e^{-qt} K'(t) dt &= \int_0^{\infty} e^{-qt} K(t) dt - \int_0^{\infty} K(t) d e^{-qt} = \\ &= -K(0) - \left[-q \int_0^{\infty} e^{-qt} K(t) dt \right] = q\bar{K}(q) - K(0), \end{aligned}$$

то может быть выведено уравнение асимптотического коэффициента готовности

$$\begin{aligned} K_a = \lim_{q \rightarrow 0} q\bar{K}(q) &= \lim_{q \rightarrow 0} \left[\int_0^{\infty} e^{-qt} K'(t) dt + K(0) \right] = \lim_{t \rightarrow \infty} \left[\int_0^{\infty} K'(t) dt + K(0) \right] = \\ &= \lim_{t \rightarrow \infty} [K(t) - K(0) + K(0)] = \lim_{t \rightarrow \infty} K(t), \end{aligned} \quad (10)$$

$$K_a = \lim_{q \rightarrow 0} K(q)q = \lim_{q \rightarrow 0} \frac{\bar{G}_2(q)}{q(1 - \bar{G}_1(q))}. \quad (11)$$

Чтобы избавиться от неопределенности в (11) воспользуемся правилом Лопиталья и найдем производные числителя и знаменателя в точке 0 следующих выражений:

$$\begin{aligned} (1 - \bar{G}_1(q))' &= \left(1 - \bar{f}_{\eta_{fr}}(q) \bar{f}_{\xi}(q) \right)' = -\bar{f}'_{\eta_{fr}}(q) \bar{f}_{\xi}(q) - \bar{f}_{\eta_{fr}}(q) \bar{f}'_{\xi}(q) = \\ &= \bar{f}_{\xi}(q) \int_0^{\infty} e^{-qt} \bar{t} f_{\eta_{fr}}(t) dt + \bar{f}_{\eta_{fr}}(q) \int_0^{\infty} e^{-qt} \bar{t} f_{\xi}(t) dt, \end{aligned} \quad (12)$$

$$G_2'(q) = \left(1 - \bar{f}_{\xi}(q) \right)' = \int_0^{\infty} e^{-qt} \bar{t} f_{\xi}(t) dt. \quad (13)$$

При $q=0$ выражения (11), (12) примут следующий вид:

$$(1 - \bar{G}_1(0))' = \int_0^{\infty} f_{\xi}(x) dx \int_0^{\infty} t f_{\eta_{fr}}(t) dt + \int_0^{\infty} f_{\eta_{fr}}(x) dx \int_0^{\infty} t f_{\xi}(t) dt = (M(\eta_{fr}) + M(\xi)), \quad (14)$$

$$G_2'(0) = \int_0^{\infty} t f_{\xi}(t) dt = M(\xi). \quad (15)$$

Подставив (14), (15) в (11) получим

$$K_a = \frac{M(\xi)}{M(\xi) + M(\eta_{fr})}. \quad (16)$$

Асимптотическое значение уравнения коэффициента готовности (16) представляет собой отношение среднего времени нахождения системы в работоспособном состоянии к среднему времени периодов регенерации.

ПРИМЕР РАСЧЕТА

На основании полученных моделей проведены расчеты асимптотического и неасимптотического коэффициентов готовности. Решение проводилось численными методами, а именно, для численного решения уравнения (8) применялся метод последовательных приближений. Рассмотрим результаты тестовых расчетов, проведенных по представленным выше моделям. В ходе выполнения работы рассчитывалось значение коэффициента готовности системы за промежуток времени, равный 5 годам. Следует отметить, что в качестве закона распределения времени наработки до отказа и времени аварийного восстановления при проведении расчетов использовался нормальный закон. Параметры законов распределения, используемые в расчетах:

- математическое ожидание времени аварийного восстановления 0,4;
- среднее квадратическое отклонение времени аварийного восстановления 0,1;
- математическое ожидание наработки до отказа 0,1;
- среднее квадратическое отклонение наработки до отказа 0,02.

Результаты расчетов приведены на графике, представленном на рис. 2. Из рисунка видно, что чем продолжительней процесс работы системы, тем меньше амплитуда колебаний кривой неасимптотического коэффициента готовности.

Анализ поведения неасимптотического коэффициента готовности показывает, что на начальных этапах функционирования системы этот показатель более адекватно отражает состояние системы. Для объектов ядерной энергетики это обстоятельство является весьма существенным, поскольку от точности расчетов показателей надежности может зависеть решение об уровне достигнутого и остаточного ресурса анализируемого оборудования, а также об уровне безопасности энергетического объекта в данный конкретный момент времени.

На основе разработанной методики были проведены расчеты коэффициента готовности элементов СУЗ Билибинской АЭС (БиАЭС). В качестве примера приведем результаты расчета, проведенного для элемента УТК (усилитель тока камер). Был осуществлен анализ эксплуатационной информации о функционировании данного элемента. На его основе были получены следующие данные: принята гипотеза об экспоненциальном законе распределения наработки до отказа с параметром интенсивность отказов элемента $\lambda=0,95E-6$, время восстановления элемента принято равным пяти часам, что обусловлено регламентом проведения восстановительных работ на данной АЭС.

Результаты расчетов коэффициента готовности УТК представлены на рис.3.

Из данного рисунка видно, что реальное значение коэффициента готовности в пер-

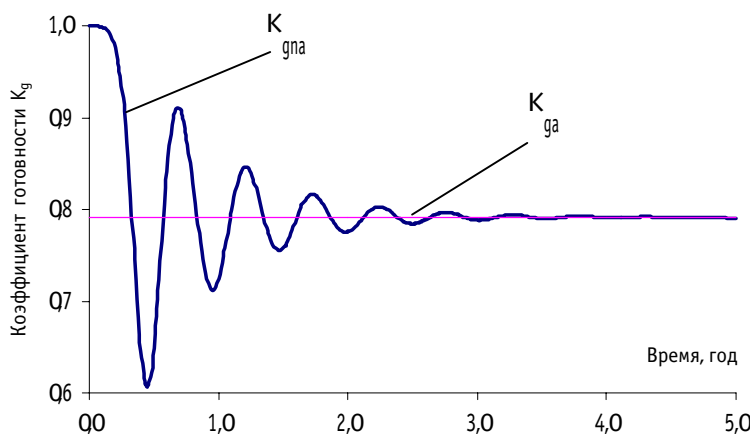


Рис.2. Зависимость коэффициента готовности от времени работы системы: K_{gna} - неасимптотический коэффициент готовности, K_{ga} - асимптотический коэффициент

вые годы эксплуатации объекта значительно выше асимптотического значения и достигает его уровня лишь к 10 годам его непрерывной эксплуатации.

Далее на основании разработанных моделей проводились расчеты характеристик надежности подсистем системы управления и защиты Би АЭС. В качестве примера при-

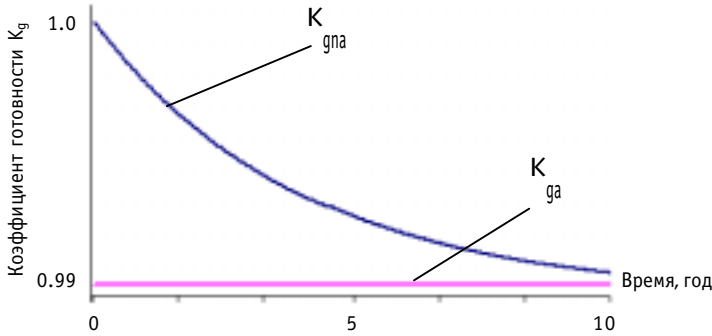


Рис. 3. Значения асимптотического и неасимптотического коэффициентов готовности устройства УТК

ведем результат, полученный для подсистемы автоматического регулирования (АР) реактора БиАЭС. Схема подсистемы АР приведена на рис. 4. В качестве закона распределения наработки до отказа элементов, входящих в состав рассматриваемой подсистемы, принят нормальный закон. Параметры закона распределения для соответствующих

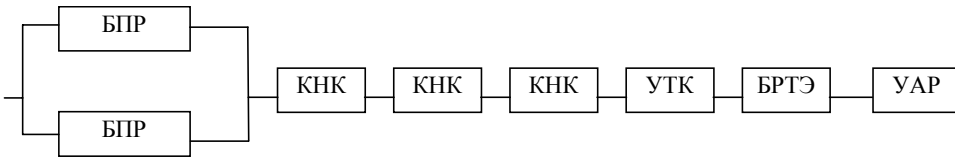


Рис.4. Система канала аварийного регулирования защиты реактора

щих элементов приведены в табл. 1. Время восстановления элементов бралось равным 5 час, за исключением камер КНК, восстановление которых возможно только во время проведения профилактических работ на заглушенном реакторе. Результаты расчетов неасимптотического и асимптотического коэффициентов готовности представлены на рис.5. Проведенные расчеты показывают, что асимптотическое значение коэффициента готовности адекватно описывает состояние объекта только к 20 годам эксплуатации подсистемы.

Таблица 1

Параметры законов распределения

Обозначение элементов	Математическое ожидание *10 ⁻⁶ (час)	Среднее квадратическое отклонение (год)
БПР	10.88	0.003
КНК	3.885	0. 2
УТК	0.95	0.005
УАР	21.24	0.005
БРТЭ	6.0	0.004

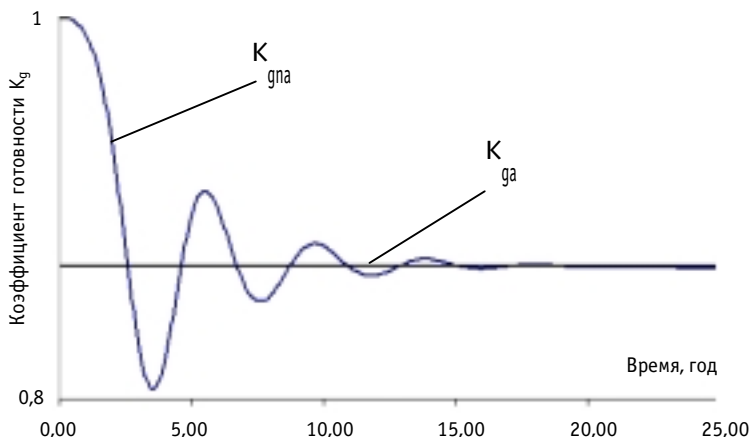


Рис. 5. Зависимость коэффициента готовности от времени

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В ходе проделанной работы была разработана неасимптотическая модель надежности системы, имеющей встроенный контроль работоспособности. Были выведены такие показатели надежности, как асимптотический и неасимптотический коэффициент готовности, разработано программное обеспечение, посредством которого произведены вычисления. Анализ коэффициентов готовности показывает, что разница между значениями неасимптотического и асимптотического коэффициента готовности на начальном промежутке времени может достигать нескольких десятков процентов от среднего значения коэффициента готовности. Данная погрешность расчетов является относительно большой для задач анализа надежности объектов повышенного риска, каковыми являются объекты ядерной энергетике. Сравнение формулы асимптотического коэффициента готовности, полученного в данной статье с приведенными в других источниках (напр. [1]) показывает их полное совпадение. Данный результат свидетельствует о корректности вывода уравнения восстановления для описываемой стратегии функционирования систем.

Литература

1. Барзилович Е.Ю., Каштанов В.А. Некоторые математические вопросы теории обслуживания сложных систем. – М.: Советское радио, 1971.
2. Справочник по общим моделям анализа и синтеза надежности систем энергетике. /Под ред. Ю.Н. Руденко. – М.: Энергоатомиздат, 1994.
3. Надежность и эффективность в технике: Справочник. Т.8./ Под ред. В.И. Кузнецова и Е.Ю. Барзиловича. – М.: Машиностроение, 1990.
4. Барлоу Р., Прошан Ф. Математическая теория надежности. – М.: Советское радио, 1969.
5. Барлоу Р., Прошан Ф. Статистическая теория надежности и испытания на безотказность. – М.: Наука, 1984.
6. Байхельт Ф., Франкен П. Надежность и техническое обслуживание. – М.: Радио и связь, 1988.

Поступила в редакцию 26.02.2001

РАЗРАБОТКА КРИТЕРИЯ ОПТИМИЗАЦИИ СРОКА СЛУЖБЫ ЭНЕРГОБЛОКА

О.М. Гулина, А.А. Жиганшин, В.А. Чепурко

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск



Для принятия решения о возможности продления срока службы разработан оптимизационный критерий, учитывающий как требования по безопасности, так и экономическую составляющую проблемы. Получены результаты для расчета стоимости эксплуатации блока с учетом ненадежности оборудования на основе марковской модели. Предложен метод оценки момента времени прекращения эксплуатации.

ВВЕДЕНИЕ

Проблема останова и вывода из эксплуатации энергоблоков АЭС является актуальной для атомной энергетики [1,2]. Количество энергоблоков АЭС со сроком эксплуатации 22-26 лет и более для восьми ведущих стран, входящих в ассоциацию надзорных органов, составляет 118. По техническим, экологическим, общественно-политическим и др. причинам остановлено 85 блоков со средним сроком эксплуатации 17 лет [3]. Вывод энергоблока АЭС из эксплуатации является дорогостоящей процедурой (в США 200-1200 долл/кВт), поэтому проблема определения сроков службы атомных станций с учетом жизненных циклов их основного оборудования становится все более важной по мере увеличения возраста АС. Возникает вопрос о рациональной схеме принятия решения о сроке вывода АС из эксплуатации, о целесообразности замены какого-либо типа основного оборудования с учетом факторов безопасности и экономичности. Актуальными являются научно-технические и экономические исследования, направленные на обоснование технической возможности и экономической целесообразности эксплуатации энергоблоков АЭС сверх проектного срока службы как альтернативе выводу из эксплуатации [5]. Целью данной работы является разработка критерия принятия решения о продлении срока службы, в том числе оценка затрат, связанных с ненадежностью оборудования АС.

КРИТЕРИЙ ПРИНЯТИЯ РЕШЕНИЯ

Основным критерием принятия решения о выводе из эксплуатации является конкурентоспособность АС по производству энергии по сравнению с другими источниками, которые могли бы заместить установленную мощность, при ограничениях на уровень безопасности и техническое состояние оборудования. Часто неуверенность в способности АЭС конкурировать с электростанциями других типов делают более вероятным вывод из эксплуатации, чем возобновление лицензии [3]. На рис. 1 показаны количество остановленных энергоблоков и средняя продолжительность их эксплуатации.

Критерий принятия решения “продление срока службы – вывод из эксплуатации”

(ПСС-ВЭ) определяется ежегодными затратами на содержание АС, модернизацию и замену оборудования и количеством выработанной за этот период электроэнергии. При этом гарантирование надлежащих условий безопасности является абсолютным требованием при эксплуатации любой АС независимо от ее возраста.

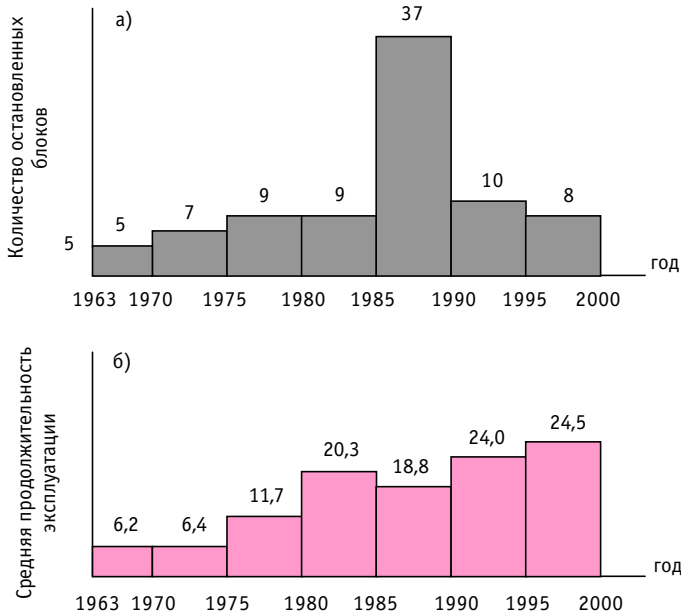


Рис.1. Количество остановленных блоков с 1963 по 1998 гг. (а) средняя продолжительность эксплуатации энергоблоков (б)

Математическая постановка задачи определения сроков службы по выбранному критерию выглядит следующим образом:

$$Z_{NP}(K, T_{lt}) \leq 0,$$

при ограничении $Q(T_{lt}) > Q_N$,

где Z_{NP} - среднегодовая стоимость эксплуатации АС в течение всего срока службы; K - капитальные затраты; T_{lt} - срок службы блока; $Q(T_{lt})$ - уровень безопасности АС; Q_N - нормативный уровень безопасности.

Единственным вероятностным числовым показателем, которому одинаково должны удовлетворять действующие АС [6], является частота серьезного повреждения активной зоны, оценка которой есть не что иное, как один из результатов вероятностного анализа безопасности. Процедура оценки этой частоты содержит анализ возможных исходных событий, инициирующих аварии, и моделирование аварийных последовательностей. Как частоты исходных событий, так и вероятности реализации аварийных последовательностей зависят от надежности основного оборудования, которая, в свою очередь, зависит от сроков эксплуатации этого оборудования. Тогда ограничение на уровень безопасности можно представить в следующем виде:

$$Q(T_{lt}) = \sum_{i \in I} P_i(T_{lt}) \sum_{j \in J} A_{ij}(T_{lt}) > Q_N,$$

где I – множество исходных событий, приводящих к тяжелым повреждениям активной зоны; J – множество аварийных последовательностей (для i -го исходного события), приводящих к тяжелым повреждениям активной зоны; P_i – частота i -го исходного события; A_{ij} – вероятность реализации j -ой аварийной последовательности для i -го ис-

ходного события, приводящей к тяжелым повреждениям активной зоны; Q_N – нормативное значение критерия безопасности.

Вид функции $Z_{NP}(K, T_{lt})$ сложно предвидеть заранее - ее определение требует наличия большого количества данных, характеризующих реактор и основное оборудование АС. Тем не менее, среднегодовые затраты при эксплуатации АС можно вычислять по формуле [9]

$$Z_{NP}(K, T_{lt}) = \frac{1}{T_{lt}^R} K_{NP}(K, T_{lt}) + E_{NP}(N, T_{lt}) + W_{NP}(N, T_{lt}),$$

где T_{lt}^R – срок службы реактора; K_{NP} – капитальные затраты на строительство АС; E_{NP} – ежегодные эксплуатационные издержки для исправной АС; W_{NP} – среднегодовой ущерб от ненадежности АС; $K=(K^1, \dots, K^k)$ – вектор капитальных затрат учитываемого при анализе оборудования; $T=(T^1, \dots, T^k)$ – вектор длительностей эксплуатации оборудования; $N=(N^1, \dots, N^k)$ – вектор анализируемого оборудования; k – количество единиц анализируемого оборудования АС.

Все оборудование АС можно разделить на три группы [7]:

- оборудование, которое принимается незаменимым (корпус реактора, защитные системы);
- оборудование важное для безопасности, заменяемое, но стоимость замены и время простоя чрезвычайно большие (например, парогенераторы, сепараторы и т.п.);
- оборудование АС, не вошедшее в 1 и 2 группы - это периодически обслуживаемое и заменяемое оборудование, требующее небольших капиталовложений при замене, т.е. это то оборудование, которым можно пренебречь при решении задачи.

При выборе вектора анализируемого оборудования, можно ограничиться оборудованием 1 и 2 групп, причем для предварительного расчета (грубой оценки) этот список можно еще сократить.

ОЦЕНКА ЗАТРАТ, СВЯЗАННЫХ С НЕНАДЕЖНОСТЬЮ ОБОРУДОВАНИЯ АС

Ненадежность оборудования блока вносит свой вклад W_{NP} в увеличение ежегодных затрат, причем его можно оценить из следующих соображений.

Стоимость эксплуатации оборудования с учетом его ненадежности включает в себя стоимость ремонта или замены, стоимость восстановительных работ и т.д. Поскольку отказы оборудования происходят в случайные моменты времени, обслуживание (восстановление) также занимает случайное время, то для решения задачи можно использовать подход, применяемый в теории массового обслуживания, а именно, воспользоваться моделью процесса с дискретными состояниями и непрерывным временем – марковской цепью.

Пусть некоторое оборудование имеет 2 состояния – $A(t)=\{W, F\}$: W – work – работоспособное, F – failure – отказ. Граф состояний показан на рис.2.

Обозначим через $P(A(t)=W; A(t+\Delta t)=F)$ вероятность того, что в момент времени t оборудование работоспособно, а в момент $(t+\Delta t)$ отказало. Тогда средняя стоимость затрат при производстве электроэнергии

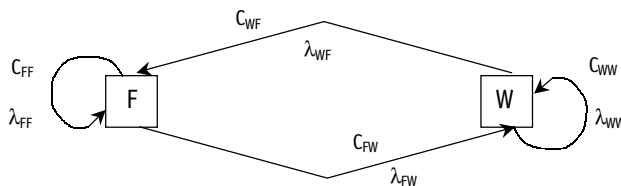


Рис. 2. Граф состояний

$$\begin{aligned}
 C(t+\Delta t) = & C(t) + C_{WW}P(A(t)=W; A(t+\Delta t)=W) + \\
 & + C_{FF}P(A(t)=F; A(t+\Delta t)=F) + \\
 & + C_{WF}P(A(t)=W; A(t+\Delta t)=F) + \\
 & + C_{FW}P(A(t)=F; A(t+\Delta t)=W),
 \end{aligned}$$

где $C_{FF} = C_F^* \cdot \Delta t$ – убыток, связанный с простоем в течение Δt ; $C_{WW} = C_W^* \cdot \Delta t$ – стоимость произведенной за время Δt электроэнергии; C_{WF} – стоимость замененного оборудования или его части; C_{FW} – стоимость восстановительных работ.

Кроме того, $C_W = C_F = C_E \cdot N \cdot \Delta t$, где N – мощность блока, C_E – ежегодный тариф на электроэнергию.

Путем несложных преобразований получим

$$\begin{aligned}
 \frac{C(t+\Delta t) - C(t)}{\Delta t} = & -C_W^* \cdot P(A(t)=W) \cdot (1 - \lambda_{WF} \cdot \Delta t) + C_F^* \cdot P(A(t)=F) (1 - \lambda_{FW} \cdot \Delta t) + \\
 & + C_{WF} \cdot \lambda_{WF} \cdot P(A(t)=W) + C_{FW} \cdot \lambda_{FW} \cdot P(A(t)=F).
 \end{aligned}$$

Пусть $P(A(t)=F) = P(F, t)$, тогда при $\Delta t \rightarrow 0$

$$\begin{cases} C'(t) = -C_W^* P(W, t) + C_F^* P(F, t) + C_{WF} \lambda_{WF} P(W, t) + C_{FW} \lambda_{FW} P(F, t), \text{ причем } P(F, t) + P(W, t) = 1, \\ C(0) = K, \end{cases} \quad (1)$$

где K – начальные капиталовложения.

Решением будет

$$C(t) = K + (C_F^* - C_W^* \cdot \lambda_{WF} + C_{FW} \cdot \lambda_{FW}) \cdot \int_0^t P(F, t) dt + (C_{WF} \cdot \lambda_{WF} - C_F^*) \cdot t. \quad (2)$$

K, E и W_{NP} – величины аддитивные. Проводя оценки с периодом τ , получим, что $K(0) = 0$,

$$K(\tau) = \sum_{i=0}^{\tau/\Delta t} C_{WF} \cdot \Delta t - \text{капитальные затраты к началу следующего периода и т.д.}$$

$$K(j\tau) = K((j-1)\tau) + \sum_{i=0}^{\tau/\Delta t} C_{WF} \cdot \Delta t, \quad (3)$$

где C_{WF_i} – стоимость замененного оборудования или его части на i -ом интервале времени.

Таким образом, найдены средние затраты за время t , связанные с ненадежностью оборудования АЭС.

ЗАДАЧА ОЦЕНКИ МОМЕНТА ВРЕМЕНИ ПРЕКРАЩЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Для того, чтобы оптимизировать продолжительность эксплуатации, необходимо учитывать капитальную и эксплуатационную составляющие затрат. Тогда общие затраты, приведенные к году, будут зависеть от того, в каком году от начала эксплуатации рассматриваются затраты. Поскольку производство электроэнергии должно быть рентабельным, то критерием прекращения эксплуатации должен стать момент выхода показателя затрат, включающего в себя стоимость произведенной электроэнергии, за нулевой уровень

$$Z(T_0) > 0.$$

Поскольку входящие в выражение для критерия затрат параметры не являются детерминированными величинами, то и момент прекращения эксплуатации – время T_0 – будет в общем случае интервальной величиной. Надо отметить, что задача оценки это-

го интервала зависит от качества информации о параметрах. Если параметры – интервальные величины, то можно оценить интервал для значений критерия. В этом случае T_0 определяется как $\min T$ на всех значениях интервала. Если параметры – случайные величины, то можно найти доверительный интервал для T_0 , задавшись определенной доверительной вероятностью. В случае неполной информации параметры могут быть описаны с помощью нечетких переменных, тогда T_0 – также нечеткая переменная и можно оценить ее функцию принадлежности некоторому интервалу.

ВЫВОДЫ

- Разработан критерий принятия решения о продлении срока службы энергоблока АС.
- Построена математическая модель затрат, связанных с ненадежностью оборудования АС.
- Поставлена задача оценки момента времени прекращения эксплуатации АС.

Литература

1. Калашников В.М., Корниец Т.П. Экономические проблемы прекращения эксплуатации ядерных энергетических блоков//Известия вузов. Ядерная энергетика. - 1995. - № 3. - С.13-19.
2. Калашников В.М., Тябин В.Н. Техничко-экономические вопросы прекращения эксплуатации АЭС//Известия вузов. Ядерная энергетика. -1995. - №2. - С.12-19.
3. Воронин Л.М., Бакиров М.Б., Бараненко В.И., Янченко Ю.А., Нигматулин Б.И., Немытов С.А. Техничко-экономические аспекты вывода энергоблоков атомных станций из эксплуатации// Атомная техника за рубежом. - 1999. - №5. - С.3-7.
4. Тутнов И.А. Управление процессами старения АЭС//Атомная техника за рубежом. - 2000. - №4. - С.10-15.
5. Елагин Ю.П. Управление сроком службы АЭС//Атомная техника за рубежом. - 2001. - №3. - С.3-10.
6. Common base on safety assessment of NPP built according to earlier taken norms. INSAG 8. – Vienna: IAEA, 1996.
7. Клемин А.И. Надежность ядерных энергетических установок. Основы расчета. – М.: Энергоатомиздат, 1987.

Поступила в редакцию 31.05.2001

ПРИМЕНЕНИЕ НЕЙРОННЫХ СЕТЕЙ ДЛЯ ЗАДАЧ ДИАГНОСТИКИ ГЦН ПО ДАННЫМ ОПЕРАТИВНОГО ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ

С.Т. Лескин, В.В. Валуй, Д.Г. Зарюгин

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск



Обсуждаются вопросы создания нейронной сети для диагностики состояния главных циркуляционных насосов АЭС с ВВЭР-1000. На основании выбранной модели и принципа обучения разработана нейронная сеть. Представлены результаты работы нейронной сети, предварительно обученной на данных пятого блока НВ АЭС и первого блока Калининской АЭС. Проведен анализ чувствительности нейронной сети по входным параметрам для выделения из них наиболее влияющих на процесс обучения распознаванию аномального состояния ГЦН.

ВВЕДЕНИЕ

После ряда аварий, произошедших на атомных станциях, стали неуклонно возрастать требования к надежности элементов технологических систем ядерных установок. В настоящее время глобальной проблемой эксплуатации оборудования в энергосистемах является поддержание его работоспособности экономическими мерами. Расчеты показывают, что оптимальное проведение профилактических мероприятий в соответствии с текущим состоянием объектов снижает до пяти раз расходы на ремонты и ущербы от перерывов энергоснабжения. Например, недовыработка электроэнергии за первое полугодие 2000 г. из-за нарушений в работе энергоблоков и отказов оборудования составила 1545,3 млн. кВт*ч [1]. Отказы насосного оборудования на АЭС с ВВЭР составляют около 6% от общего числа нарушений [2] и эта цифра практически не уменьшается.

Таким образом, одной из задач обеспечения надежной работы АЭС является создание сравнительно недорогой системы оперативной диагностики ГЦН, которая могла бы своевременно обнаружить и идентифицировать аномальные процессы в элементах оборудования ГЦН до развития нарушений, связанных с отключениями насоса.

Для решения задач диагностирования сложных систем, к которым следует отнести ГЦН, когда множество параметров, определяющих состояние объекта, имеет большую размерность, а физическая природа процессов, происходящих с насосом, трудно формализуема, наиболее эффективно использование математического аппарата теории распознавания образов и кластерного анализа. В классической постановке задачи распознавания предполагается, что на этапе моделирования имеется априорная информация о нормальном и аномальном режимах работы оборудования [3,4]. Если авария данного типа устойчиво проявляется в некотором наборе измеряемых параметров, то, исполь-

зуя методологию нейронных сетей [5], можно построить систему, эффективно распознающую такую ситуацию в дальнейшем. Для обучения нейронной сети распознаванию аварийной ситуации на ранней стадии ее развития необходима надежная информация о факте ее возникновения. Как показала практика, до самого процесса аварийного отключения насоса его параметры находятся в эксплуатационных пределах, и в рамках традиционного подхода (контроля за отклонениями параметров) нет оснований считать его аномальным. Использование программного комплекса диагностики ГЦН ДИНА-1 для анализа данных оперативного контроля на реальных данных Калининской и Нововоронежской АЭС показало [6], что аномалия в состоянии ГЦН проявляется задолго до обнаружения нарушения штатными системами контроля. Полученные результаты позволили сформировать образ аномалии, который использовался для конструирования нейронной сети, распознающей раннюю стадию развития аварии ГЦН.

В статье описывается структура нейронной сети, алгоритм обучения распознаванию. Приводятся результаты обработки реальных данных АЭС.

СТРУКТУРА НЕЙРОННОЙ СЕТИ

Система реализована на основе нейронной сети с обратным распространением ошибок (backpropagation) [7]. Структура нейронной сети выбиралась экспериментально исходя из специфики поставленной задачи и выполнения условий сходимости решения. Число входных нейронов равно числу обрабатываемых параметров - в нашем случае семи. Далее следует пять промежуточных слоев. Выходной слой состоит из двух дублирующих друг друга нейронов, с которых снимается выходной сигнал. Сигнал, снимаемый с первого выходного нейрона, отражает состояние насосного агрегата. Второй нейрон дублирует выходной сигнал, что придает процессу обучения устойчивость и позволяет избежать попадания в локальный минимум целевой функции. Нейроны каждого слоя соединены синапсами со всеми нейронами предыдущего и последующего слоев (на рис. 1 показаны связи только для крайних нейронов). Через синапсы нейроны посылают сигналы. Это происходит следующим образом.

В текущий момент времени нейрон передает свой текущий сигнал на все выходящие из него синапсы; одновременно он получает сигналы со всех входящих в него синапсов, а для нейронов входного слоя – внешний входной сигнал.

Полученные сигналы умножаются на веса соответствующих синапсов, суммируются и преобразуются согласно сигмоидной активационной функции

$$y = \sum_i W_i y_i / \left(\alpha + a \operatorname{bs} \left(\sum_i W_i y_i \right) \right),$$

где W_i – значение веса синапса i -го нейрона, y_i – значение выхода i -го нейрона, α – пороговый элемент. Данная функция имеет производную на всей оси абсцисс, что является необходимым условием для сетей “backpropagation”. Кроме того, выбранная функция активации наиболее устойчива при обучении нейронной сети на заданной дисперсии исходных данных.

Результат этой операции берется в качестве входного сигнала для нейронов следующего слоя.

На вход нейронной сети подается вектор, компонентами которого являются значения параметров оперативного контроля ГЦН, нормированные на свой диапазон возможных значений. Выходом сети являются сигналы, снимаемые с двух выходных нейронов, определяющих принадлежность входного вектора к тому или иному классу (аварийный или неаварийный). Если состояние насоса аномально, первый нейрон выдает положительный сигнал; если насос работает нормально, выходной сигнал первого нейрона отрицательный.

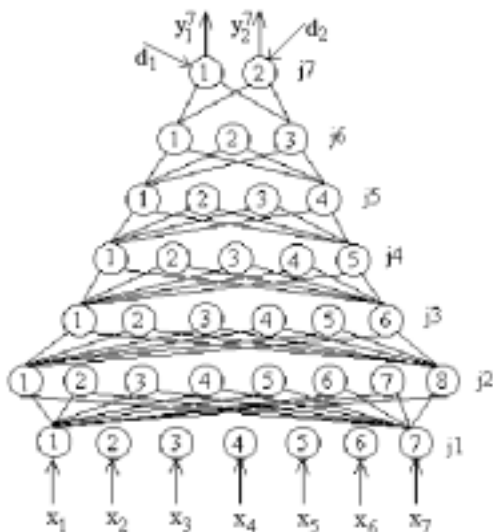


Рис.1. Топология нейронной сети

ОБУЧЕНИЕ НЕЙРОННОЙ СЕТИ

Обучение производится путем минимизации целевой функции методом градиентного спуска [8]. Согласно методу наименьших квадратов, минимизируемой целевой функцией ошибки решения обучающего примера нейронной сети является величина

$$E(w) = \frac{1}{2} \sum_j (y_j^{(N)} - d_j)^2, \quad (1)$$

где $y_j^{(N)}$ – реальное выходное состояние нейрона j выходного слоя N нейронной сети, d_j – идеальное (желаемое) выходное состояние этого нейрона.

Суммирование ведется по всем нейронам выходного слоя. Минимизация производится методом градиентного спуска, что означает подстройку весовых коэффициентов следующим образом:

$$\Delta w_{ij}^{(n)} = -\eta \cdot \frac{\partial E}{\partial w_{ij}}. \quad (2)$$

Здесь $w_{ij}^{(n)}$ – весовой коэффициент синаптической связи, соединяющей i -ый нейрон слоя $n-1$ с j -ым нейроном слоя n , η – коэффициент скорости обучения, $0 < \eta < 1$.

Путем несложных математических преобразований получаем формулу для подстройки весов синапсов, соединяющих $n-1$ -ый слой с n -ым слоем:

$$\Delta w_{ij}^{(n)} = -\eta \cdot \delta_j^{(n)} \cdot y_i^{(n-1)}, \quad (3)$$

где $y_i^{(n-1)}$ – сигнал, снимаемый с i -го нейрона слоя $n-1$;

ошибка

$$\delta_j^{(n)} = \left[\sum_k \delta_k^{(n+1)} \cdot w_{jk}^{(n+1)} \right] \cdot \frac{dy_j}{ds_j}, \quad (4)$$

суммирование ведется по всем нейронам слоя $n+1$.

Для выходного слоя

$$\delta_l^{(N)} = (y_l^{(N)} - d_l) \cdot \frac{dy_l}{ds_l}. \quad (5)$$

Здесь s_j – взвешенная сумма входных сигналов i -го нейрона, то есть аргумент активационной функции. Аналогично для подстройки характеристических параметров α получается соотношение

$$\Delta\alpha_j^{(n)} = -\eta \cdot \zeta_j^{(n)}, \quad (6)$$

где

$$\zeta_j^{(n)} = \left[\sum_k \zeta_k^{(n+1)} \cdot w_{jk}^{(n+1)} \right] \cdot \frac{\partial y_j}{\partial \alpha_j}; \quad (7)$$

для выходного слоя

$$\zeta_l^{(N)} = (y_l^{(N)} - d_l) \cdot \frac{dy_l}{d\alpha_l}. \quad (8)$$

Таким образом, полный алгоритм обучения нейронной сети с помощью процедуры обратного распространения строится следующим образом.

1. Подать на входы сети один из возможных образов (обучающий пример) и в режиме обычного функционирования нейронной сети, когда сигналы распространяются от входов к выходам, рассчитать значения последних. Напомним, что

$$s_j^{(n)} = \sum_{i=0}^M y_i^{(n-1)} \cdot w_{ij}^{(n)}, \quad (9)$$

где M – число нейронов в слое $n-1$; $y_i^{(n-1)} = x_{ij}^{(n)}$ – i -ый вход нейрона j слоя n ;

$$y_j^{(n)} = f(s_j^{(n)}), \text{ где } f() \text{ – сигмоид;} \quad (10)$$

$$y_q^{(0)} = I_{q_r} \quad (11)$$

где I_{q_r} – q -ая компонента вектора входного образа.

2. Рассчитать $\delta^{(N)}$ и $\zeta^{(N)}$ для выходного слоя по формулам (5) и (8). Рассчитать по формуле (3) и (6) изменения весов $\Delta w^{(N)}$ и изменения характеристических параметров $\Delta\alpha^{(N)}$ слоя N .

3. Рассчитать по формулам (4) и (3), а также (7) и (6) соответственно $\delta^{(n)}$ и $\Delta w^{(n)}$ и $\zeta^{(n)}$ и $\Delta\alpha^{(n)}$ для всех остальных слоев, $n=N-1, \dots, 1$.

4. Скорректировать все веса в нейронной сети

$$w_{ij}^{(n)}(t) = w_{ij}^{(n)}(t-1) + h \cdot \Delta w_{ij}^{(n)}(t) \quad (12)$$

и все характеристические параметры в нейронной сети

$$\alpha_j^{(n)}(t) = \alpha_j^{(n)}(t-1) + h \cdot \Delta\alpha_j^{(n)}(t), \quad (13)$$

где h – шаг обучения.

5. Если ошибка сети существенна, перейти на шаг 1. В противном случае – конец.

Параллельно процессу обучения проводится анализ чувствительности нейронной сети к компонентам входного вектора. За показатель чувствительности принимается производная функции оценки по i -ому входу:

$$x_i^{(1)} = \sum_{j=1}^{N^{(2)}} \delta_j^{(2)} \cdot w_{ij}^{(2)}, \quad (14)$$

где $i = 1..N^{(1)}$, $N^{(1)}$ и $N^{(2)}$ – соответственно число нейронов в первом и втором слоях.

Экспериментально получено, что система требует не менее 10000 циклов обучения, что является приемлемым значением для данного класса сетей. На каждом шаге проводится коррекция весовой матрицы сети и характеристических параметров нейронов согласно описанному выше алгоритму. Обучение считается завершенным, когда сеть распознает все примеры обучающей выборки с заданной точностью. Длительность обучения зависит от используемой вычислительной техники.

ОБРАБОТКА ДАННЫХ КАЛИНИНСКОЙ И НОВОВОРОНЕЖСКОЙ АЭС

Обучение нейронной сети проводилось на данных, соответствующих периоду повышенной вибрации ГЦН-2 блока 1 Калининской АЭС и на данных, предшествующих аварии ГЦН-1 блока 5 Нововоронежской АЭС. С помощью программного комплекса диагностики ГЦН DINA-1 было выделено развитие аномального состояния насосов [6]. На основании данных работы комплекса был сформирован набор обучающих примеров.

Для обучения использовались семь параметров оперативного технологического контроля, представленных в табл. 1. Обучающая выборка составлена на 55 примерах, соответствующих нормальному и аномальному состояниям ГЦН.

Таблица 1

№ пар.	Наименование параметра
1	Перепад давления на ГЦН
2	Расход запирающей воды на входе
3	Расход запирающей воды на сливе
4	Давление за первой ступенью
5	Давление запирающей воды на выходе из ГЦН
6	Температура запирающей воды на сливе
7	Температура масла на входе

Результаты обработки данных Нововоронежской АЭС представлены на рис. 2. Как видно из рисунка, сеть явным образом различает аномальную ситуацию на ГЦН-1. Сначала идет период нормальной работы насоса, потом период нестабильного состояния и, наконец, период резкого возрастания аномалии, заканчивающейся аварией насоса. При обработке данных по другим одновременно работающим насосам сеть не обнаружила аномального состояния. На рис. 3 представлены результаты обработки данных Калининской АЭС. Сеть четко распознает аномальное состояние

ГЦН-2 на протяжении всего рассматриваемого периода повышенной вибрации. На остальных насосах аномалия отсутствует.

Оценка эффективности распознавания аномалии с помощью разработанной нейронной сети показала, что вероятность ошибки распознавания аномалии (ошибка 1-го рода)

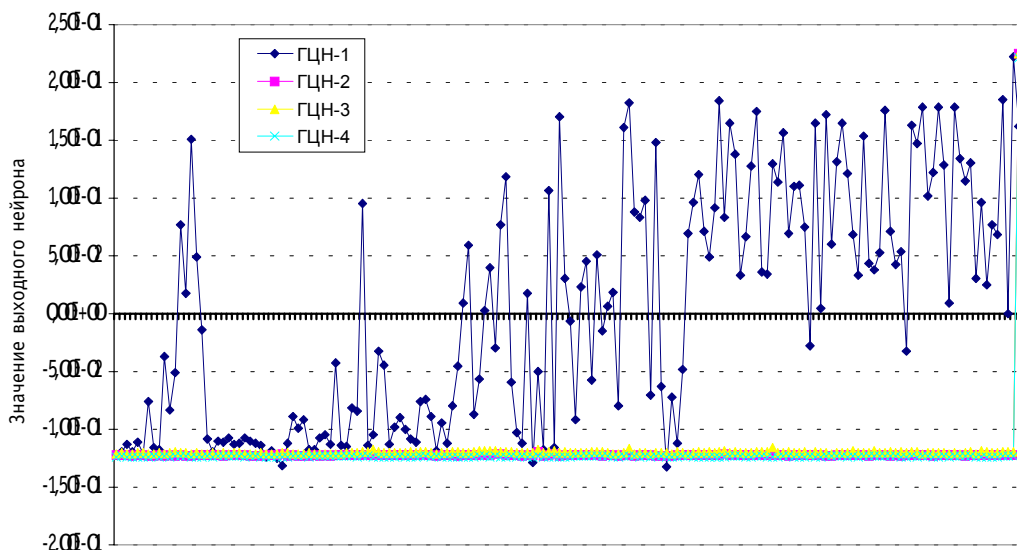


Рис.2. Результаты обработки данных Нововоронежской АЭС

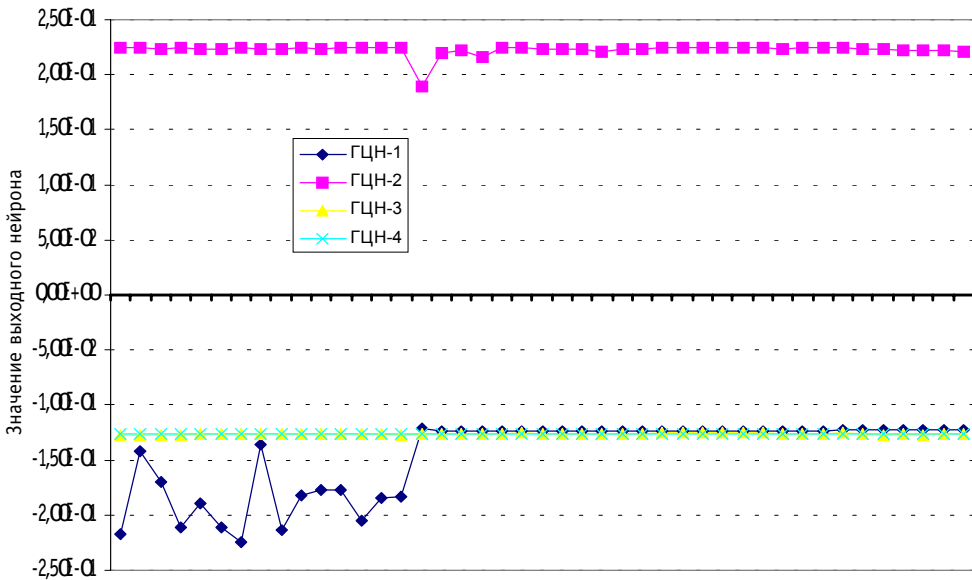


Рис.3. Результаты обработки данных Калининской АЭС

приблизительно равна 4%, а вероятность ошибки принятия решения о наличии аномалии когда ГЦН в нормальном состоянии (ошибка 2-го рода) равна 0.8%.

Показатели чувствительности параметров к распознаванию аномалии ГЦН графически представлены на рис.6., здесь номера параметров соответствуют табл. 1.

Из рис. 4 видно, что наиболее информативными для процесса обучения сети являются давление за первой ступенью и давление запирающей воды на выходе. Таким образом, можно сделать вывод, что аномальное состояние данных насосов проявляется в параметрах, относящихся к блоку уплотнений. Действительно, ревизия выемной части ГЦН-2 Калининской АЭС в период планового предупредительного ремонта и ГЦН1 Нововоронежской АЭС после аварии показала необходимость ремонта блока уплотнений. Полученные результаты аналогичны вектору информативных параметров, ответственных за аномальное состояние ГЦН, выделенных комплексом программ DINA-1 [6].

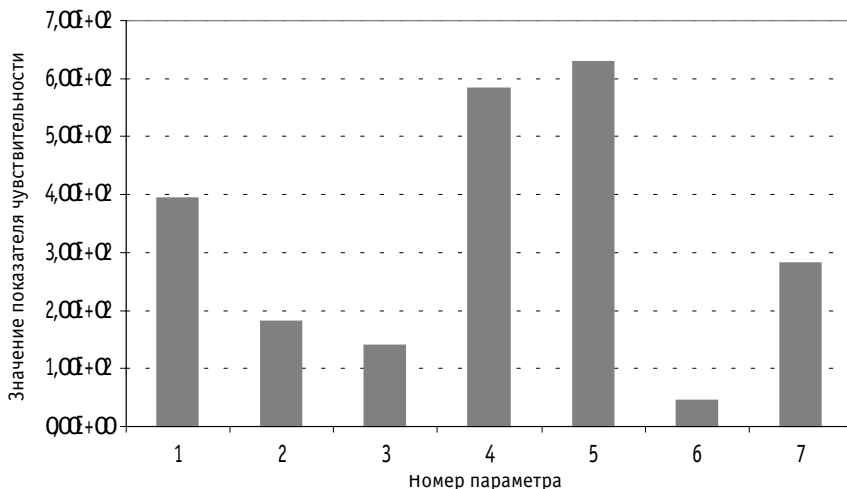


Рис.4. Показатели чувствительности

ВЫВОДЫ

Разработан программно-алгоритмический комплекс, обеспечивающий диагностику состояния ГЦН. Программа позволяет распознавать аномалию в поведении главных циркуляционных насосов на ранней стадии развития, что дает возможность своевременно принять меры для устранения причин нестабильной работы насоса и предотвратить аварию.

В основе программы лежит нейронная сеть "backpropagation", обучение которой производилось по методу градиентного спуска. Обучение требует не менее 10000 циклов.

Обучение и проверка работы программы производились на данных Калининской и Нововоронежской АЭС. Сеть распознает аномальную ситуацию на обеих станциях, связанную с блоком уплотнения ГЦН, с вероятностью приблизительно 96%. В процессе обучения проведен анализ чувствительности сети к входным параметрам, что позволило выделить среди них наиболее значимые при развитии рассмотренной ситуации. Наибольший вес при обучении имели следующие параметры: давление за первой ступенью уплотнения и давление запирающей воды на выходе из ГЦН.

Литература

1. Копьев Ю.В. Экспресс анализ работы АЭС России за первое полугодие 2000 г. Концерн «РосЭнергоАтом».
2. Антонов Б.В. Итоги эксплуатации АЭС России в 1995 г. // Ядерная энергетика. – 1996. - №3. - С. 4-10.
3. Лескин С.Т., Зарюгин Д.Г. Алгоритм диагностирования состояния ГЦН по данным оперативного технологического контроля // Безопасность АЭС и подготовка кадров. - Обнинск, 1999.
4. Лескин С.Т., Зарюгин Д.Г. Разработка алгоритмов распознавания состояния оборудования АЭС по анализу данных оперативного технологического контроля // Научные исследования в области ядерной энергетике в технических вузах России. - М.: МЭИ, 1999.
5. Adeli H., Yeh C. Neural Network learning in Engineering Design // INNC, vol.1, Paris, 1990.
6. Лескин С.Т., Зарюгин Д.Г. Комплекс программ DINA-I для диагностирования главных циркуляционных насосов ВВЭР по данным оперативного технологического контроля // Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2001. - №1. – С. 3-12.
7. Petrowski Alain, Dreyfus Gerard Claude Girault, Performance Analysis of a Pipelined Backpropagation Parallel Algorithm // IEEE Transactions on Neural Networks. – 1993. - Vol.4. - №6. - P. 970-981.
8. Горбань А.Н. Обучение нейронных сетей. - М.: изд. СССР-США СП «ParaGraph», 1990. - 160 с. (English Translation: AMSE Transaction, Scientific Siberian, A, 1993, Vol. 6. Neurocomputing).

Поступила в редакцию 18.04.2001

«ХОЛОДНЫЙ» ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР С ПРЯМЫМ ПРЕОБРАЗОВАНИЕМ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ В ЭЛЕКТРИЧЕСКУЮ НА ВТОРИЧНЫХ ЭЛЕКТРОНАХ В РАМКАХ ПРОБЛЕМЫ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

В.Б. Ануфриенко, Г.Н. Казанцев, В.П. Ковалев, А.Г. Матков, Г.М. Пшакин, М.Я. Хмелевский

ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Одной из трудностей развития ядерной энергетики на современном этапе является проблема нераспространения ядерных материалов (ЯМ) и технологий, которые могут быть использованы для создания взрывных устройств, поэтому оправдано стремление усилить требования к оборудованию и энергетическим установкам, обеспечивающие более высокую степень сопротивления распространению или несанкционированному использованию ЯМ на всех этапах ядерного топливного цикла. Дополнительные возможности в этом отношении открываются при разработке новых способов прямого преобразования ядерной энергии в электрическую.

В данной работе рассмотрена концепция ядерного реактора с прямым (минуя тепловую стадию) преобразованием ядерной энергии в электрическую посредством сбора вторичных электронов (ВЭ), генерируемых в веществе осколками деления. Способ преобразования основан на использовании электрогенерирующих каналов (ЭГК), являющихся одновременно топливными сердечниками реактора, в виде тонкопленочных многослойных (сотни тысяч слоев) структур, состоящих из делящихся и конструкционных материалов. Коэффициент полезного действия (кпд) преобразования достигает 30%.

В работе рассматривается ячейка-преобразователь энергии осколков деления урана в электрическую, на основе которой сконструирован ЭГК, описывается облик одного из вариантов «холодного» реактора-преобразователя, намечены расчетно-экспериментальные исследования, необходимые для дальнейшей разработки конструкции и совершенствования методов расчета характеристик предлагаемого реактора-преобразователя.

ВВЕДЕНИЕ

В последние десятилетия использование реакции деления ядра как источника энергии переживает трудный этап развития. Основные препятствия и проблемы, которые возникли на этом этапе, связаны с проблемами

© ***В.Б. Ануфриенко, Г.Н. Казанцев, В.П. Ковалев, А.Г. Матков, Г.М. Пшакин, М.Я. Хмелевский, 2001***

- нераспространения ядерных материалов и технологий, которые могут быть использованы для создания взрывных устройств;
- экологической безопасности источников энергии и отходов, связанных с их созданием и эксплуатацией.

Ядерные энергетические установки и топливный цикл для них, созданные на первом этапе развития ядерных источников энергии, обладают рядом существенных недостатков, которые и привели к возникновению вышеупомянутых проблем при дальнейшем развитии. Вместе с тем наряду с направлениями в ядерной энергетике, которые привели к широкомасштабному промышленному ее развитию (АЭС на тепловых и быстрых нейтронах, судовые энергетические установки), шли достаточно успешные исследования по направлениям, использующим другие методы утилизации энергии деления ядра: термоэлектрические (ТЭГ), термоэмиссионные (ТЭП), магнитогазодинамические (МГД) методы.

Присущие каждому из этих способов характерные особенности обусловили и области их применения. Термоэлектрический метод оправдан при получении небольших мощностей (единицы кВт), магнитогазодинамический наиболее эффективен при получении мощностей в десятки и сотни мегаватт.

Термоэмиссионный метод занимает промежуточное положение (десятки, сотни кВт). Он, в частности, наиболее перспективен для использования в космических аппаратах как бортовой источник питания. Реакторы космического назначения должны быть, как правило, малогабаритными и высокотемпературными, что приводит к использованию в составе их активных зон высокообогащенного урана в виде таблеток и тугоплавких материалов.

Высокие температуры (660 – 2000°C) присущи всем трем способам непосредственного преобразования, что приводит к трудностям при выборе материалов и конструировании реакторов.

Важным элементом в международном режиме нераспространения ядерных материалов (ЯМ) является усиление требований к оборудованию и энергетическим установкам на всех этапах ядерного топливного цикла, затрудняющих возможность несанкционированного доступа к ЯМ.

Очевидно, является оправданным стремление к тому, чтобы будущие системы защиты топливных циклов и ядерных материалов могли обеспечить более высокую степень сопротивления распространению или несанкционированному использованию ЯМ.

Дополнительные возможности в этом отношении открываются при разработке новых способов прямого преобразования ядерной энергии в электрическую.

Нами в предыдущие годы была рассмотрена возможность прямого преобразования энергии осколков деления урана в электрическую посредством сбора вторичных электронов (ВЭ), генерируемых в веществе осколками деления. Коэффициент полезного действия достигает 30%. Прямой сбор ВЭ исключает тепловую стадию преобразования, при этом возможно использование низкообогащенного урана (рекомендуемое МАГАТЭ «безопасное» обогащение 20%) и снижаются требования к температурной стойкости материалов.

Предлагаемый способ прямого (минуя тепловую стадию) преобразования ядерной энергии в электрическую основан на использовании топливных сердечников в виде тонкопленочных (сотни тысяч слоев) структур, состоящих из делящихся и конструкционных материалов.

При изготовлении таких сердечников возможно применение полностью автоматизированных пучковых технологий нанесения покрытий из делящихся и конструкционных материалов без использования ЯМ в виде макроизделий, например, метод магнетронного распыления металлического урана или сплавов на его основе в низкочастотном и высокочастотном полях.

В данной работе рассматривается концепция ядерного реактора с прямым (минуя тепловую стадию) преобразованием ядерной энергии в электрическую, в которой предусмотрены дополнительные к существующим меры защиты ядерных материалов: пучковая технология изготовления сердечников ЭГК, исключая контакты специалистов с макроизделиями из урана; выбор конструкции и состава ЭГК с минимальным количеством ^{235}U (около 5 г на ЭГК) в максимально диспергированном состоянии; выбор состава активной зоны с обогащением урана по изотопу ^{235}U не более 20% и общим количеством ^{235}U в активной зоне после кампании меньше критической массы металлического ^{235}U сферической формы даже с учетом увеличения динамической плотности материала в 2,5 раза.

Эти особенности технологии изготовления, состава и конструкции предлагаемых сердечников твэлов, ЭГК и активной зоны выгодно отличают их от существующих технологий как в свете проблемы нераспространения ЯМ, так и в решении ряда экологических вопросов.

Ниже рассматривается ячейка-преобразователь энергии осколков деления в электрическую, на основе которой может быть сконструирован электрогенерирующий канал (ЭГК), являющийся одновременно твэлом ядерного реактора, и описывается облик «холодного» реактора-преобразователя.

ЯЧЕЙКА-ПРЕОБРАЗОВАТЕЛЬ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ В ЭЛЕКТРИЧЕСКУЮ НА ВТОРИЧНЫХ ЭЛЕКТРОНАХ

Осколки деления урана при взаимодействии с веществом теряют до 90% энергии на ионизацию и возбуждение атомов среды, образуя каскад электронов, называемых по принятой терминологии вторичными, при этом вторичным электронам (ВЭ) передается свыше 60% энергии [1].

Энергетический спектр вторичных электронов, генерируемых осколками деления внутри среды, имеет вид спадающей кривой в диапазоне энергий от долей электрон-вольт до нескольких килоэлектронвольт. В вакууме после преодоления потенциального барьера спектр имеет максимум в области энергий 4 – 5 эВ (рис. 1). Средняя энергия спектра в вакууме составляет $230 \div 300$ эВ, выход вторичных электронов из слоев толщиной несколько сотен ангстрем $\sim 500 \div 600$ эл/оск, спектры ВЭ из различных материалов близки по форме [1, 2].

Идея использовать вторичные электроны для разработки ядерной электрической батареи возникла в самом начале развития атомной энергетики.

Одна из первых батарей с изотопным источником α -частиц описана в работе [3]. Коэффициент полезного действия такой батареи низкий.

Если заменить α -источник на источник осколков деления, кпд батареи повышается до 0,1%, оставаясь все еще весьма низким.

Можно существенно увеличить кпд, используя параллельное соединение пар эмиттер-коллектор, состоящих из тонких, толщиной от 100 до нескольких сотен ангстрем, слоев. Такое решение предложено авторами работы [4] в 1981 г. для осколков деления и в работе [5] для изотопного α -источника.

Выход ВЭ из тонкого слоя вещества пропорционален произведению потери энергии осколками деления в веществе на длину неупругого рассеяния ВЭ. Отсюда вытекают требования к выбору материалов эмиттера и коллектора.

Толщину эмиттера следует выбирать порядка глубины выхода вторичных электронов, что обеспечивает максимальный выход. Толщина коллектора выбирается порядка 3-5 длин неупругого взаимодействия электронов в материале коллектора, что обеспечивает близкий к 100% сбор электронов, приходящих на коллектор.

Материал эмиттера должен удовлетворять требованию, чтобы потери энергии оскол-

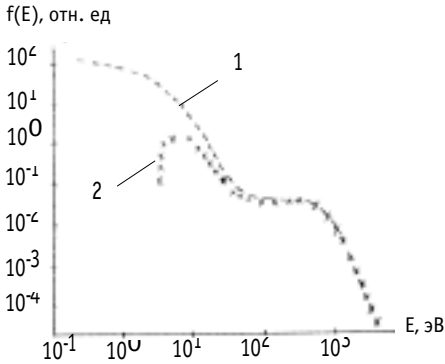


Рис. 1. Энергетические спектры вторичных электронов из тонкой пленки Al_2O_3 [2]: 1 - спектр внутри мишени; 2 - спектр в вакууме; толщина мишени $\sim 10^3 \text{ \AA}$

ком деления и длина неупругого рассеяния ВЭ в эмиттере значительно превышали потерю энергии осколком деления и длину неупругого рассеяния ВЭ в коллекторе. Этому требованию удовлетворяют пары уран-алюминий, уран-бериллий; возможны и другие комбинации.

На пробеге осколка $\sim 10 \text{ мкм}$ укладывается несколько сотен ячеек эмиттер-коллектор, соответственно в несколько сотен раз увеличивается выход электронов и КПД возрастает до $\sim 30\%$.

Как вариант ячейки-преобразователя, который может быть осуществлен практически, в данной работе рассматривается ячейка эмиттер-диэлектрик-коллектор (ЭДК), где в качестве диэлектрика используется аэрогель Al_2O_3 , с пористостью $\sim 99,4\%$ [6]. Эмиттером является уран с 20% обогащением по изотопу ^{235}U , коллектором – алюминий. Коммутация большого количества таких ячеек обеспечивает достаточно высокую выходную мощность преобразователя (рис. 2).

Оценим КПД ячейки-преобразователя с эмиттером из урана толщиной 100 \AA , коллектором из алюминия толщиной также 100 \AA и диэлектриком из геля Al_2O_3 , с пористостью $\sim 99\%$ толщиной $0,4 \text{ мкм}$, что эквивалентно по количеству материала плотной пленке Al_2O_3 толщиной 40 \AA . Толщина пленки урана 100 \AA обеспечивает выход электронов, близкий к максимальному. По экспериментальным и расчетным данным [7] длина неупругого взаимодействия электронов в алюминии для основной части спектра вторичных электронов составляет $5 \div 25 \text{ \AA}$. Коллектор толщиной 100 \AA будет собирать практически 100% приходящих электронов.

Эмиттер и коллектор в ячейке ЭДК образуют емкость C , которая заряжается током вторичных электронов до некоторого напряжения V .

В эквивалентной схеме эмиттер представлен источником тока вторичных электронов, который генерирует ток I_0 при малых напряжениях и значительно меньший ток $I = I_0 \cdot (V)$ при высоких напряжениях, когда тормозящее поле отталкивает электроны низкой энергии. Коэффициент $K(V) \leq 1$. Эквивалентная схема включает в себя параллельно соединенные сопротивления изоляции R_i и внешней нагрузки R_e .

Коэффициент $K(V)$, если принять угловое распределение вторичных электронов косинусоидальным, для плоских бесконечных электродов определяется соотношением

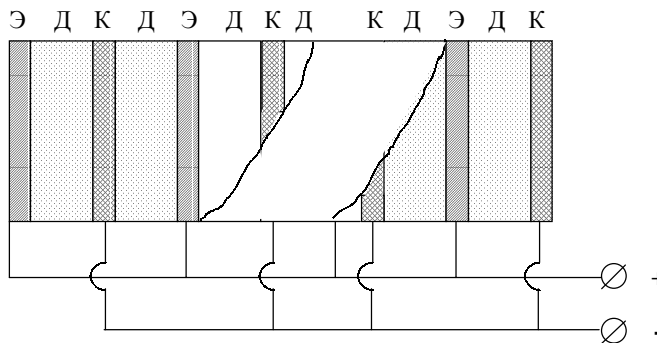


Рис. 2. Схема преобразователя ЭДК

$$K(V) = \frac{\int_0^{E_{max}} f(E) \left(1 - \frac{eV}{E}\right) dE}{\int_0^{E_{max}} f(E) dE},$$

где $f(E)$ – спектр вторичных электронов; E_{max} – максимальная энергия электронов в этом спектре; V – разность потенциалов между эмиттером и коллектором.

Коэффициент полезного действия ячейки определяется выражением

$$\eta = \frac{I \cdot V}{W},$$

где I – ток; V – напряжение на сопротивлении нагрузки; $I \cdot V$ – полезная мощность, которая может быть снята с нагрузки; W – мощность, теряемая в ячейке осколком деления.

Для ячейки ЭДК

$$W = \left(\frac{dE}{dx}\right)_\beta \cdot T_\beta + \left(\frac{dE}{dx}\right)_D \cdot T_D + \left(\frac{dE}{dx}\right)_K \cdot T_K,$$

где $\left(\frac{dE}{dx}\right)_T$ – потери энергии осколком в соответствующих слоях ячейки и толщины этих слоев. Значение I_0 определяется выходом ВЭ Q и рассчитывается из соотношения $I_0 = Q \cdot e$, где e – заряд электрона.

Оценки кпд ячейки проводились в предположении, что спектр ВЭ близок к спектру 2 на рис. 1, при этом $K \approx 0,4 \div 0,3$ в области напряжений $V = 200 \div 400$ В.

Значения $V = 200 \div 400$ В достижимы, если принять электрическую прочность аэрогеля Al_2O_3 близкой к электрической прочности тонких пленок ($5 \cdot 10^6 \div 10 \cdot 10^6$) В/см. Оценки проводились для средних значений потерь энергии осколком:

$$\left(\frac{dE}{dx}\right)_\beta = 1,5 \cdot 10^3 \text{ эВ/Å}; \quad \left(\frac{dE}{dx}\right)_D = 0,8 \cdot 10^3 \text{ эВ/Å}; \quad \left(\frac{dE}{dx}\right)_K = 0,6 \cdot 10^3 \text{ эВ/Å};$$

При этих параметрах с учетом пористости Al_2O_3 получаем значение $\eta \approx 25 \div 30\%$.

Коммутируя ячейки ЭДК, мы можем сконструировать электрогенерирующий канал (ЭГК) заданной мощности и размеров.

Оценим количество ячеек ЭДК площадью 1 см^2 каждая для варианта ЭГК в виде коаксиальных алюминиевых трубок, между которыми расположен рулон из ленты ЭДКД. Поперечное сечение ЭГК представлено на рис. 3.

Толщина стенок алюминиевых трубок выбрана равной $0,1 \text{ см}$, лента ЭДКД помещается в кольцо шириной $\Delta r = 0,25 \text{ см}$. Толщина ячейки ЭДКД составляет $\sim 8 \cdot 10^{-5} \text{ см}$, в кольцо шириной $0,25 \text{ см}$ при плотной намотке помещается $n \approx 3 \cdot 10^3$ слоев. Беря высоту ЭГК 1 м и средний радиус слоя $\bar{r} = 0,625 \text{ см}$ получим число ячеек в ЭГК $N \approx 10^6$.

Ниже приводятся оценки параметров реактора, достигающего критичности с помощью замедлителя H_2O .

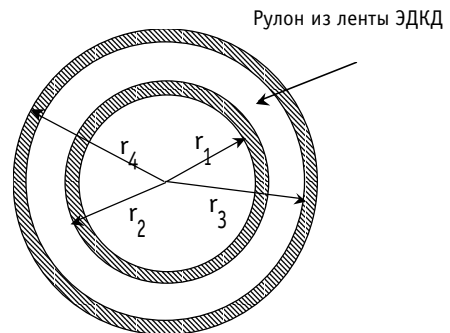


Рис. 3. Поперечное сечение ЭГК: $r_1 = 0,4 \text{ см}$; $r_2 = 0,5 \text{ см}$; $r_3 = 0,75 \text{ см}$; $r_4 = 0,85 \text{ см}$

ОБЛИК РЕАКТОРА С ПРЯМЫМ ПРЕОБРАЗОВАНИЕМ ЭНЕРГИИ ОСКОЛКОВ ДЕЛЕНИЯ В ЭЛЕКТРИЧЕСКУЮ

При компоновке активной зоны реактора-преобразователя на основе рассмотренного ЭГК принималось во внимание, что в состав электрогенерирующих каналов, из которых комплектуется активная зона, входит алюминий, имеющий относительно низкую температуру плавления 660°C . Кроме того, доля Al_2O_3 в ячейке активной зоны составляет $\sim 0,5\%$. Поэтому для создания критической массы требуется достаточно большой объем активной зоны с тепловым спектром нейтронов и в качестве теплоносителя и замедлителя взята вода.

В качестве делящегося материала выбирается металлический уран с обогащением по изотопу ^{235}U не выше 20%, в соответствии с рекомендациями МАГАТЭ.

Конструктивная схема реактора представлена на рис. 4 (поперечное сечение 1/6 части реактора).

Геометрические размеры активной зоны: $D=H=1$ м, толщина отражателя 15 см – слой воды (темные полосы, рис. 4) и алюминия (светлые полосы). Полное число ЭГК в активной зоне 3049. Массогабаритные характеристики и $K_{\text{эфф}}$ реактора даны в табл. 1. Расчеты реактора проводились по программе ММКФК-2 [8].

Таблица 1

Массогабаритные характеристики и $K_{\text{эфф}}$ реактора

№ п/п	$D_{\text{а.з.}}$, см	$H_{\text{а.з.}}$, см	ΔH торцевых отражателей, см	G_{U5} , кг	G_{U8} , кг	G_{AL} , кг	G_{H2O} , кг	$G_{\text{реак.}}$, кг	$K_{\text{эфф}}$
1	100	100	20	13,37	55,6	2700	730	3500	1,05
2	100	100	20	11,57	55,6	2700	730	3500	1,001

Как видно из табл. 1, в реактор загружается $\sim 13,4$ кг ^{235}U , что дает $K_{\text{эфф}}=1,05$. Допустимое выгорание урана составляет не более 1,8 кг.

Ограничения параметров реактора определяются теплофизическими свойствами и радиационной стойкостью материалов и существенным образом зависят от снимаемой с ЭГК мощности. Если снимаемая с реактора электрическая мощность принимается рав-

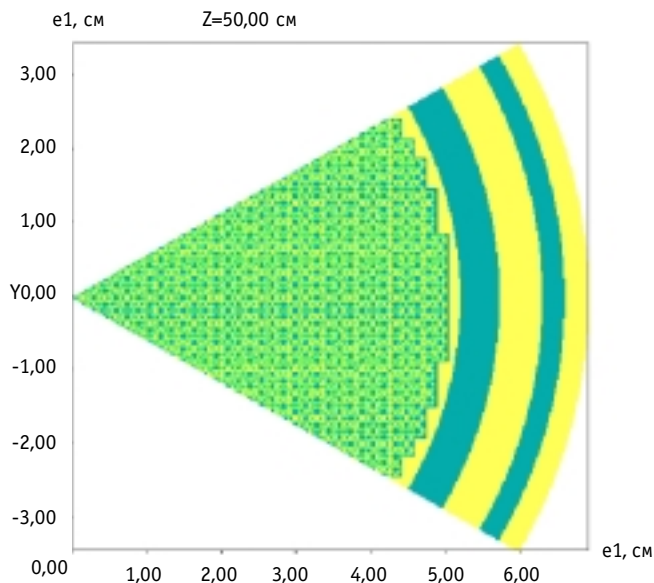


Рис. 4. Поперечное сечение реактора. Теплоноситель - вода, отражатель - слой воды и алюминия. Полное количество электрогенерирующих каналов в реакторе - 3049

ной 100 кВт, то при $\eta = 25\%$ тепловая мощность реактора составит 400 кВт, а время непрерывной работы ~12 лет. Расчеты показали, что в этой ситуации особых ограничений по температурам элементов ЭГК нет. Эта ситуация сохраняется до мощности реактора ~1000 кВт (тепловая мощность ~4000 кВт). При большей мощности реактора требуются специальные меры для снятия выделяемого тепла и устранения опасности перегрева ЭГК. При мощности реактора 1000 кВт (электрических) его ресурс снизится до 1,2 года.

Оценим мощность ячейки и ЭГК для этого случая. При количестве ЭГК 3049 тепловая мощность, соответствующая одному ЭГК, составит $W \approx 1$ кВт, а количество ячеек ЭДКД в одном ЭГК согласно данным табл. 1 будет $N = 1,2 \cdot 10^6$, таким образом тепловая мощность ячейки $W_0 \approx 1,1 \cdot 10^{-3}$ Вт. Этой мощности соответствует поток нейтронов с энергией больше 0,1 МэВ $\sim 10^{13}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$. При ресурсе 1,2 года флюенс нейтронов Φ составит $\Phi = 3,5 \cdot 10^{20}$ нейтр./ см^2 .

Для повышения ресурса реактора при увеличении его мощности требуется увеличить загрузку ^{235}U . При невозможности увеличения обогащения урана по изотопу ^{235}U увеличить количество ^{235}U возможно за счет увеличения объема реактора. В табл. 2 приведены параметры реактора с высотой активной зоны 1,5 м.

Таблица 2

Массогабаритные характеристики и $K_{эф}$ реактора

№ п/п	Д _{а.з.} , см	Н _{а.з.} , см	ΔН торцевых отражателей, см	G _{U5} , кг	G _{U8} , кг	G _{AL} , кг	G _{H20} , кг	G _{реак.} , кг	K _{эф} ф
1	100	150	20	20,60	83,5	3600	985	4600	1,10
2	100	150	20	16,60	83,5	3600	985	4600	1,01

Из табл. 2 видно, что в реактор загружается ~20,6 кг ^{235}U , что дает $K_{эф} = 1,1$. Допустимое выгорание урана составляет около 4 кг.

С таким количеством выгорающего урана обеспечивается электрическая мощность ~300 кВт в течение 10 лет.

Оценивая количество ячеек в ЭГК, мощность ЭГК, ячейки и флюенс нейтронов для этого случая, получаем

- количество ячеек в ЭГК $N = 1,8 \cdot 10^6$;
- тепловая мощность ЭГК $W \approx 400$ Вт;
- тепловая мощность ячейки $W_0 \approx 2,0 \cdot 10^{-4}$ Вт;
- флюенс нейтронов за 10 лет $\Phi \approx 10^{21}$ нейтр./ см^2 .

Полученные значения флюенсов нейтронов могут служить отправным пунктом при оценке радиационной стойкости материалов ячейки.

Следует отметить, что приведенные характеристики реактора-преобразователя с «вакуумной» изоляцией электрогенерирующих каналов, имеющих форму трубок, являются предварительными и выполнены для оценки облика реактора. Более перспективным может оказаться плоская форма в виде одного электрогенерирующего канала, пронизанная трубками, которые представляют собой электроды и одновременно служат каналами для прокачки теплоносителя (воды или жидкого металла). Количество каналов может быть минимизировано в соответствии с тепловой и электрической мощностью реактора.

На данном этапе не рассматривался вопрос о системе регулирования, которая может быть выполнена в виде поворотных органов с поглощающими пластинами или поглощающих стержней, вводимых в активную зону. Не рассматривались также вопросы, связанные с управляемостью реактора как ядерного устройства и как источника электроэнергии. Не рассмотрены вопросы ядерной и радиационной безопасности. Все это

целесообразно рассмотреть при конкретизации облика реактора. Потребуется разработка конструкции и специальной технологии изготовления многослойных тонкопленочных ЭГК.

С целью комплексного подхода к проблеме нераспространения ЯМ нами проанализирована возможность использования «сухих» технологий переработки облученного ядерного топлива применительно к рассматриваемому составу материалов активной зоны. Как известно, с точки зрения радиационной безопасности «сухие» технологии практически гарантируют нераспространение ЯМ, т.к. обеспечивают их очистку от радионуклидов деления не более чем на 2–3 порядка. В рамках рассматриваемой проблемы технология «сухой» переработки отработанного ядерного топлива состоит в сухом хлорировании компонентов урановых композиций (U металлический + Al_2O_3 + Al + продукты деления) парами четыреххлористого углерода при температуре 600 – 650°C с фракционным разделением летучих хлоридов урана, матричных компонентов сплава (Al и Al_2O_3), продуктов деления (ПД) на солевых насадках NaCl – KCl с последующим расплавлением ураносодержащей фракции в электролизере и получением металлического урана на катоде. При обработке расплава хлоркислородной газовой смесью можно перевести восстановленные формы урана (UCl_4 , UCl_5) в уранилхлорид и получить диоксид урана по хорошо освоенной электрохимической технологии с использованием солевых расплавов.

В мировой практике накоплен значительный опыт по разработке конструкций электролизеров для получения металлического урана, их изготовлению и эксплуатации в условиях перчаточных боксов. Этот опыт может быть использован при создании опытно-промышленной установки по переработке сердечников с матрицей из металлического алюминия и оксида алюминия.

Для дальнейшей разработки и совершенствования методов расчета характеристик реактора-преобразователя необходимы расчетно-экспериментальные исследования

- радиационной стойкости ячейки-преобразователя в смешанных полях излучений – изучение влияния на характеристики ячейки одновременного облучения осколками деления, нейтронами, электронами, γ -квантами;
- зависимости электрического сопротивления и электрической прочности аэрогеля Al_2O_3 от температуры в смешанных полях излучений.

По нашему мнению разработка предлагаемого типа реактора-преобразователя внесет существенный вклад в проблему нераспространения ядерных материалов.

Работа выполнена в рамках проекта МНТЦ № 1597Р.

Литература

1. *Pferdekamper K.E.* Clere H.-G. //Z.Phys. – 1977. - Bd A 280. - S. 155.
2. *Дьяченко П.П., Рыков В.А.* Препринт ФЭИ № 2255. - Обнинск, 1992.
3. *Корлисс У., Харви Д.* Источники энергии на радиоактивных изотопах. - М.: Мир, 1967.
4. *Ануфриенко В.Б., Засорин И.П., Ковалев В.П., Исаев В.И.* Авторское свидетельство № 1019964, 1981.
5. *Балебанов В.М., Карась В.И., Моисеев С.С. и др.* Вторично-эмиссионный радиоизотопный источник тока//Атомная энергия. - Т.84. - Вып. 5. - С.398, 1998.
6. *Лаврова О.В., Мартынов П.Н., Сысоев Ю.Н.* Способ получения аэрогеля оксида алюминия. Патент РФ № 2092437, Приоритет от 19.12.95.
7. *Ritchie R.H. e.a.* «Rad. Res», 1975, v. 64, p. 181.
8. *Полевой В.Б., Леонтьев В.В., Овчинников А.В. и др.* Базовый пакет программ комплекса ММКФК-2 для решения методом Монте-Карло задач переноса нейтронов в физике реакторов (ММКФК-2-BASE). ОФАП ЯР № 00371, Москва, 1996.

Поступила в редакцию 4.04.2001

ПРОЦЕДУРА ОЦЕНКИ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ И НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ БОКСОВОЙ МОДЕЛИ ПЕРЕНОСА ЗАГРЯЗНЕНИЙ В МОРЯХ

А.Н. Ершов, Д.А. Камаев, О.В. Шершаков

Научно-производственное объединение «Тайфун», г. Обнинск



Настоящая работа посвящена разработке процедуры оценки чувствительности и неопределенности для боксовой модели морского переноса загрязнений. При оценке чувствительности модели по отношению к малым возмущениям входных данных и параметров использовался переход к сопряженной системе уравнений.

Задача оценки неопределенности результатов моделирования, обусловленной неточным знанием параметров и входных данных модели, в прямой постановке сводится к трудоемкой задаче нахождения глобальных экстремумов. В отношении боксовой модели такой подход не применим из-за большой размерности пространства параметров. В работе приводится процедура получения консервативных оценок неопределенности на основе метода интервальных вычислений. Приводятся результаты расчетов, иллюстрирующие эффективность предлагаемой процедуры оценки неопределенности.

ВВЕДЕНИЕ

Детальное моделирование процессов переноса загрязнений в морях традиционно проводится на основе гидродинамических моделей, которые эффективны для коротких расстояний и небольших интервалов времени. Однако при моделировании нередко возникает необходимость охвата больших расстояний (более 1000 км) на больших временных отрезках (до нескольких столетий). В этих случаях применение сложных гидродинамических моделей не оправдано ни по показателям затрат, ни по точности получаемых результатов. Указанная ситуация имеет место, например, в проблеме радиоактивного загрязнения северных морей. В случае неэффективности гидродинамических моделей для моделирования переноса загрязнений в морях широко используется боксовая модель (бокс-модель) [1-2]. В рамках этой модели рассматривается перенос загрязняющих веществ между различными частями (боксами), на которые разделена морская среда. Считается, что внутри каждого бокса мгновенно происходит равномерное перемешивание загрязняющих веществ.

При использовании модели необходимо иметь оценку чувствительности модели по отношению к *малым* возмущениям ее входных данных и параметров, а также оценку неопределенности результатов моделирования, обусловленную неточным знанием параметров и входных данных модели. Настоящая работа посвящена разработке проце-

© **А.Н. Ершов, Д.А. Камаев, О.В. Шершаков, 2001**

дуры оценки чувствительности и неопределенности для бокс-модели морского переноса загрязнений.

При оценке чувствительности модели по отношению к *малым* возмущениям входных данных и параметров эффективным приемом является переход к сопряженной системе уравнений.

Задача оценки неопределенности результатов моделирования, обусловленной неточным знанием параметров и входных данных модели, в прямой постановке сводится к трудоемкой задаче нахождения глобальных экстремумов. В отношении бокс-модели такой подход не применим из-за большой размерности пространства параметров. В работе приводится процедура получения *консервативных* оценок неопределенности на основе метода интервальных вычислений.

БОКС-МОДЕЛЬ МОРСКОГО ПЕРЕНОСА ЗАГРЯЗНЕНИЙ

Морской перенос загрязнений в бокс-модели описывается системой обыкновенных дифференциальных уравнений

$$\frac{dA_i}{dt} = \sum_{j=1}^n k_{ji}(t)A_j - \sum_{j=1}^n k_{ij}(t)A_i - k_i(t)A_i + Q_i(t), \quad (1)$$

$$i = 1, 2, \dots, n,$$

где $A_i(t)$ - концентрация загрязнений в боксе с номером i в момент времени t ; $k_{ij}(t)$ - коэффициенты обмена (переноса) между боксами i и j ; $k_i(t)$ - суммарный коэффициент осаждения в боксе i , учитывающий процессы выпадения и радиоактивного распада; $Q_i(t)$ - величина мощности источника загрязнений в боксе i .

Систему уравнений (1) можно записать в матричной форме:

$$\frac{dA}{dt} = K(t)A + Q(t), \quad (2)$$

где $A(t) = (A_1(t), \dots, A_n(t))^T$; $Q(t) = (Q_1(t), \dots, Q_n(t))^T$; $K(t)$ - матрица, определяемая коэффициентами $k_{ij}(t)$ и $k_i(t)$, $i, j = 1, \dots, n$. Индекс T обозначает транспонирование.

Для однозначного определения величины $A_i(t)$ из системы (2) необходимо задать начальное распределение загрязнений $A(t_0) = B$. Всюду в дальнейшем компоненты векторов $A(t_0)$ и $Q(t)$ будем называть данными модели, а элементы матрицы $K(t)$ - параметрами. Временная зависимость данных и параметров предполагается кусочно-постоянной, т.е. существует набор временных отрезков, на каждом из которых $K(t)$ и $Q(t)$ постоянны.

ФУНКЦИОНАЛЫ РИСКА

При использовании бокс-модели для оценки экологической обстановки представляют интерес значения различных функционалов от решения уравнения (2) - так называемых функционалов риска.

В общем случае линейный "функционал риска" можно представить в виде

$$J = (\omega, A(s)) + \int_0^s (\Omega(t), A(t)) dt, \quad (3)$$

где круглые скобки обозначают скалярное произведение. Вектор ω , вектор-функция $\Omega(t)$ и момент времени s определяют тип функционала.

ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТЬ БОКС-МОДЕЛИ МОРСКОГО ПЕРЕНОСА ЗАГРЯЗНЕНИЙ

Оценить чувствительность бокс-модели по отношению к входным данным и параметрам означает построить процедуру вычисления возмущения функционала риска J при возмущении входных данных и параметров. Кроме того, необходима процедура выявления тех параметров и данных модели, возмущение которых наиболее существенно влияет на изменение значения функционала J .

Для получения удобного выражения для возмущения функционала риска вида (3) обычно используется решение $A^*(t)$ сопряженной задачи:

$$-\frac{dA^*}{dt} = KTA^* + \Omega(t), \quad A^*(s) = \omega. \tag{4}$$

Векторы $\omega, \Omega(t)$ в точности совпадают с соответствующими векторами формулы (3). Предположив, что входные данные и параметры возмущены, вместо $B, Q(t), K$ имеем

$$\tilde{B} = B + \delta B, \quad \tilde{Q}(t) = Q(t) + \delta Q(t), \quad \tilde{K}(t) = K(t) + \delta K(t). \tag{5}$$

Следуя [3], нетрудно получить формулу для вариации функционала (3):

$$\delta J = \tilde{J} - J = \int_0^{\infty} (\delta K A(t), A^*(t)) dt + \int_0^{\infty} (\delta K \delta A(t), A^*(t)) dt + (\delta B, A^*(0)) + \int_0^{\infty} (\delta Q(t) A^*(t)) dt \tag{6}$$

Если возмущение параметров модели мало, то второе слагаемое в (6) имеет более высокий порядок малости, чем первое слагаемое, и его можно отбросить и получить упрощенную формулу для вариации функционала.

В соответствии с формулой (6) вариация функционала риска определяется вектор-функцией $A^*(t)$, являющейся решением невозмущенной сопряженной системы уравнений (4). Входные данные для сопряженной системы уравнений определяются видом функционала риска. Вектор-функцию $A^*(t)$ естественно назвать *функцией значимости возмущений* для функционала риска J . Знание этой функции позволяет выделить коэффициенты переноса между боксами, по отношению к которым модель наиболее чувствительна при вычислении значения данного функционала риска.

Смысл функции значимости можно пояснить следующим образом. Пусть в момент времени t_0 в боксе с номером i произошел импульсный выброс загрязняющего вещества массы q . В терминах бокс-модели это означает, что

$$\delta Q(t) = (0, \dots, 0, \delta Q_i(t), 0, \dots, 0),$$

$$\delta Q_i(t) = q \Delta(t - t_0),$$

где $\Delta(t)$ – дельта-функция. В соответствии с формулой (6) имеет место соотношение

$$\delta J \cdot q^{-1} = A_i^*(t_0). \tag{7}$$

Таким образом, компонента функции значимости с номером i равна изменению функционала риска на единицу массы попавшего загрязняющего вещества в боксе с номером i . Аналогичная интерпретация компонент функции значимости имеет место в случае возмущения начального распределения загрязняющего вещества.

Иначе интерпретируется функция значимости в случае возмущения параметров модели. Пусть матрица δK имеет вид $\delta K = pe(i,j)$, $|p| \ll 1$, матрица $e(i,j)$ имеет единственный ненулевой элемент. Этот элемент равен единице и имеет индексы (i,j) . В данном случае

$$\delta J \cdot p^{-1} = \int_0^{\xi} A_i(t) A_j^*(t) dt. \quad (8)$$

Следовательно, относительное изменение функционала риска при возмущении параметра модели K_{ij} определяется произведением соответствующих компонент невозмущенного решения исходной системы (2) и сопряженной системы (4). Величину в правой части равенства (8) естественно назвать *степенью чувствительности модели от коэффициента K_{ij}* .

ПРОЦЕДУРА ОЦЕНКИ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ БОКС-МОДЕЛИ МОРСКОГО ПЕРЕНОСА ЗАГРЯЗНЕНИЙ

Неопределенность результатов моделирования обусловлена неточным знанием входных данных и параметров модели. По входным данным рассматриваемая модель переноса является линейной. Ее неопределенность по отношению к входным данным нетрудно вычислить, воспользовавшись формулой (6). Иначе обстоит дело в случае оценки неопределенности бокс-модели по отношению к параметрам. Каждый из коэффициентов обмена известен с определенной точностью, т.е. представляет собой любое число из некоторого интервала возможных значений. В точной постановке задача вычисления неопределенности бокс-модели есть задача нахождения максимального и минимального значений компонент решения системы уравнений (1) на множестве возможных значений коэффициентов обмена. Эта задача сложна по следующим причинам: во-первых, решение системы уравнений (1) нелинейным образом зависит от параметров; во-вторых, велика размерность пространства параметров, например, в одном из вариантов модели NRPA – 1999 [2] число боксов 77, число независимых коэффициентов обмена 174.

Задачу оценки неопределенности бокс-модели по отношению к параметрам можно упростить, ограничившись поиском консервативных оценок компонент решения системы уравнений (1). Для решения упрощенной задачи оценки неопределенности был использован метод интервальных вычислений [4]. Идея интервальных вычислений состоит в следующем. Число представляется в памяти вычислительной машины не одним, а двумя машинными числами - оценкой снизу и оценкой сверху, образующими интервальное число. Арифметические операции над этими числами выполняются так, что если $[a_1, a_2] = [b_1, b_2] * [c_1, c_2]$ то для любых $b \in [b_1, b_2]$ $c \in [c_1, c_2]$ имеет место $b * c \in [a_1, a_2]$, где $*$ $\in \{\times, /, +, -\}$. Формальное переопределение всех арифметических операций как интервальных автоматически превращает любой алгоритм в интервальный.

Интервальные вычисления дают возможность учесть неопределенности в исходных данных и параметрах модели, а также погрешности, вызываемые машинными округлениями. В результате интервальных вычислений получают *консервативные* (верхняя и нижняя) оценки решений системы уравнений боксовой модели. Классический метод интервальных вычислений [4] может приводить к слишком грубым оценкам, поэтому в настоящей работе был использован метод апостериорных интервальных вычислений [5], позволяющий получать более реалистичные оценки.

Приводимый ниже алгоритм предназначен для численного интегрирования системы уравнений вида (2) и был использован в настоящей работе. Предполагается, что матрица $K(t)$ и вектор $Q(t)$ являются кусочно-постоянными, т.е. существует конечное число отрезков, на которых $K(t)$ и $Q(t)$ постоянны. Очевидно, исходная задача численного интегрирования системы (2) с переменными во времени параметрами и данными сводится к задаче с постоянными K и Q на каждом из отрезков их постоянства, поэтому достаточно рассмотреть алгоритм решения задачи (2) с постоянными K, Q . В основу рас-

сматриваемого алгоритма численного интегрирования системы (2) положено следующее представление ее решений:

$$A(t) = e^{(t-t_0)K}A(t_0) + \int_{t_0}^t e^{(t-s)K}Qds. \quad (9)$$

Следовательно, для построения алгоритма необходимо иметь эффективную (по точности и быстродействию) процедуру вычисления матричной экспоненты. Матричная экспонента вычислялась в результате последовательного возведения в степень:

$$C_1 = C_2^2, C_2 = C_2^3, C_3 = C_2^4, \dots, C_p = C_2^p = e^{\tau K},$$

где $C_0 = E + \frac{T}{2p}K$. Число p подбирается так, чтобы $e^{\frac{T}{2p}K} \approx E + \frac{T}{2p}K$, E - единичная матрица. Приведенное приближенное представление матричной экспоненты обеспечивает требуемый баланс водной массы при численном интегрировании. Величина параметра p в процессе счета оценивается исходя из требуемой точности аппроксимации решения системы уравнений (2).

ОЦЕНКА ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ И НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ БОКС-МОДЕЛИ ПЕРЕНОСА

Приводятся результаты применения разработанных процедур для оценки чувствительности и неопределенности бокс-модели переноса. При расчетах использовалась база данных модели NRPA - 2000 (подробно см. [2]). Для упрощения задачи не учитывались осаждение радионуклидов и процессы в донных отложениях. Расчеты проводились для следующего сценария. В Ирландском море произошел мгновенный выброс 1ТБк ^{99}Tc . Начальное распределение радионуклидов

$$A_i(0) = \begin{cases} 0 & , i \neq 69 \\ 1E+12 \text{ Бк} & , i = 69 \end{cases} \quad (69 - \text{номер бокса, соответствующего Ирландскому морю}).$$

Источники $Q_i = 0, i = \overline{1, n}$, коэффициент полураспада ^{99}Tc $\lambda = 3.3E-6$ (1/год). Прогноз производился на 20 лет. Решение системы (2) находилось при помощи приведенного алгоритма с шагом в один месяц с относительной погрешностью 0,01. Далее всюду результаты расчетов приводятся для Норвежского моря.

Анализ чувствительности бокс-модели относительно коэффициентов переноса для Норвежского моря

Выявляются наиболее чувствительные коэффициенты переноса для Норвежского моря на основе вычисления функции значимости возмущений для решения системы уравнений (1) и степени чувствительности от коэффициента. В данном случае функционал риска имеет вид

$$J = A_{32}(t_0) = \int_0^T (\Omega(t), A(t)) dt,$$

где T - максимальное время, на которое осуществляется прогноз;

$$\Omega(t) = \begin{cases} 0, & i \neq 32 \\ \delta(t - t_0), & i = 32 \end{cases}$$

$\delta(t)$ - дельта-функция; t_0 - момент времени, для которого исследуется значение активности A_{32} ; 32 - номер бокса, соответствующего Норвежскому морю (Norwegian Sea,

upper). Анализ чувствительности модели осуществлялся при $T=100$ лет и $t_0=5, 10, 20, 100$ лет. Проведенные вычисления позволяют утверждать, что степень чувствительности от коэффициентов зависит от момента времени t_0 . Так, например, самым чувствительным коэффициентом при прогнозе на $t_0=5$ и 10 лет является $K_{32,38}$ (Norwegian.Sea, upper – Faroe Chaael), при $t_0=20$ лет – $K_{32,33}$ (Norwegian.Sea, upper – Norwegian.Sea, lower), а при $t_0=100$ лет – $K_{49,47}$ (Western Europe Basin – Central North Atlantic).

Оценка неопределенности прогноза на основе метода интервальных вычислений

При исследовании неопределенности модели необходимо рассматривать возмущения матрицы коэффициентов K , однако допустимы не всякие возмущения. Для коэффициентов возмущенной матрицы должны выполняться соотношения, обеспечивающие баланс водной массы для каждого бокса. В рассматриваемом случае эти соотношения представляют собой систему из 77 линейных уравнений. Таким образом, при введении возмущений часть коэффициентов переноса можно считать независимыми, а значения остальных определять на основе упомянутой системы линейных уравнений.

Исследование неопределенности бокс-модели проводилось по следующей схеме. Задавалась относительная погрешность Δ коэффициентов переноса k_{ij} из некоторого набора независимых коэффициентов. Далее коэффициенты из этого набора переопределялись как интервальные коэффициенты переноса: $k_{ij} := [(1 - \Delta)^{k_{ij}}, (1 + \Delta)^{k_{ij}}]$. Затем проводилось численное интегрирование системы уравнений (2) на основе интервальной версии алгоритма. В результате получалось интервальное решение

$$A(t) = (A_1(t), \dots, A_n(t))^T; A_i(t) = [A_i^-(t), A_i^+(t)], i = \overline{1, n},$$

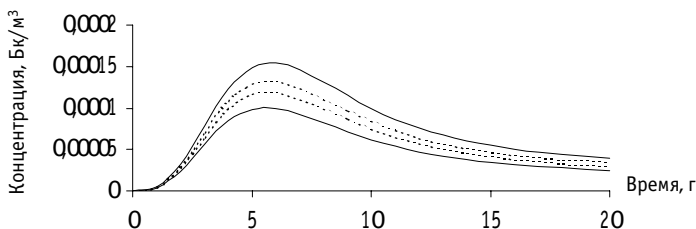


Рис.1. Концентрация ^{99}Tc в Норвежском море ($\text{Бк}/\text{м}^3$) при мгновенном выбросе 1 ТБк ^{99}Tc в Ирландское море. Сплошные кривые – интервальное решение, полученное при внесении относительной погрешности $\Delta=10\%$ во все независимые коэффициенты переноса для Ирландского моря (их число равно 2), пунктирные – решение при внесении относительной погрешности $\Delta=5\%$ во все независимые коэффициенты переноса для Ирландского моря. В целом неопределенность внесена в 4 коэффициента переноса

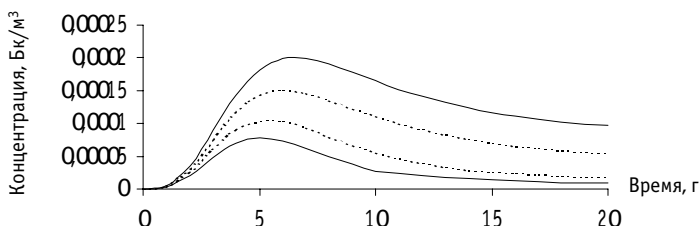


Рис. 2. Концентрация ^{99}Tc в Норвежском море ($\text{Бк}/\text{м}^3$) при мгновенном выбросе 1 ТБк ^{99}Tc в Ирландское море. Сплошные кривые – интервальное решение, полученное при внесении относительной погрешности $\Delta=10\%$. Пунктирные кривые – интервальное решение, полученное при внесении относительной погрешности $\Delta=5\%$. Возмущение одновременно вносилось во все независимые коэффициенты переноса для Ирландского моря, во все независимые коэффициенты для Северного моря, в коэффициенты переноса из Западного Карского моря в Восточное, из Норвежского моря в Гренландское, из Норвежского моря (нижние слои) в Норвежское море (верхние слои). В целом неопределенность внесена в 25 коэффициентов переноса. Для некоторых коэффициентов относительная погрешность достигала соответственно 90 и 40%

где $A^+(t)$ - верхняя и $A^-(t)$ - нижняя консервативные оценки решения системы уравнений (1). Результаты расчетов, иллюстрирующие эффективность предлагаемой процедуры оценки неопределенности, представлены на рис. 1 и 2.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Эффективным инструментом исследования чувствительности бокс-модели по отношению к *малым* возмущениям параметров и данных модели является сопряженное уравнение. Его решение – *функция значимости возмущений* – позволяет получить глобальную (в смысле малых возмущений сразу всех параметров и данных модели) картину чувствительности боксовой модели переноса.

Решение задачи оценки неопределенности результатов моделирования в точной постановке затруднительно из-за чрезвычайно большого объема вычислений. Практически приемлемые *консервативные* оценки неопределенности можно получить на основе метода интервальных вычислений или его модификаций [5], [6].

Авторы выражают благодарность М.П. Колomeеву за помощь в работе и рецензенту за ряд полезных замечаний.

Литература

1. *Nielsen S.P., Iosjpe M.* Collective doses to man from dumping of radioactive waste in the Arctic sea. The science of the total Environmental. 202, № 1-3, 135-146, 1997.
2. *Iosjpe M., Strand P.* Operational Box Model for Radiological Assessment of Consequences from Releases into Marine Environment. - ARTICMAR, June 2000, Contract IC 15-CT98-0209.
3. *Марчук Г.И.* Методы вычислительной математики. – М.: Наука, 1989.
4. *Алефельд Г., Херцбергер Ю.* Введение в интервальные вычисления. - М.: Мир, 1987.
5. *Матиясевич Ю.В.* Вещественные числа и ЭВМ//Кибернетика и вычислительная техника. - 1986. - Вып.2. - С.104-133.
6. *Hansen E.* A generalized interval arithmetic//Lect. Notes Computer Sci. – 1975. - V.29. - P. 7-18.

Поступила в редакцию 9.11.2000

УДК 504.4:621.039

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ В ВОДОЕМАХ, РАСПОЛОЖЕННЫХ В ГОЛОВНОЙ ЧАСТИ ВОСТОЧНО-УРАЛЬСКОГО РАДИОАКТИВНОГО СЛЕДА

П.М. Стукалов, А.И. Смагин

Производственное объединение «Маяк», г.Озерск



Приведены результаты моделирования динамики радиоактивного загрязнения водоемов, расположенных в головной части восточно-уральского радиоактивного следа. Показано удовлетворительное соответствие расчетных и экспериментальных данных.

ВВЕДЕНИЕ

В последнее время широкое применение приобрели камерные модели прогнозирования поведения радионуклидов в водоемах при аварийных и нормативных сбросах [1-3]. Среди них широкое использование получила наиболее отработанная на практике двухкамерная модель, описывающая водоемы как систему «вода - донные отложения» и положенная в основу «Методики прогнозирования состояния загрязнения водоемов при нарушении нормальной работы АЭС» Государственного комитета по гидрометеорологии [4].

Целью данной работы является изучение возможности использования стандартной методики для описания динамики радиоактивного загрязнения водоемов Южного Урала, расположенных в зоне влияния ПО «Маяк». В качестве объектов моделирования выбраны два озера (Урускуль и Бердениш), загрязненные в результате крупномасштабной радиационной аварии в 1957 г. на ПО «Маяк».

ОБЪЕКТ ИССЛЕДОВАНИЯ. ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Осенью 1957 г. на территории промышленной площадки химического комбината «Маяк» произошла одна из наиболее крупных радиационных аварий - химический взрыв емкости - хранилища радиоактивных отходов. Суммарный выброс радионуклидов в атмосферу составил около 20×10^6 Ки. Из них 90% выпало в зоне промышленной площадки предприятия, а 10% было вынесено в виде радиоактивного следа, протянувшегося узкой полосой на значительной площади Челябинской, Курганской и Свердловской областей, образовав восточно-уральский радиоактивный след (ВУРС) [5].

На территории ВУРС расположены десятки крупных и мелких озер. Из них наибольшему загрязнению подверглись озера Урускуль и Бердениш, расположенные в головной части восточно-уральского следа. Оба озера относятся к группе эрозионно-тектонических водоемов, характерных для степных предгорных районов Южного Урала. Оз. Урускуль является бессточным, оз. Бердениш до 1956 г. также бессточное, а после со-

оружения каналов, соединяющих его с оз.Иртяш и системой реки Теча, слабопроточное. Водоемы имеют блюдцеобразную форму с низкими, большей частью пологими, слабо-изрезанными берегами. Дно водоемов ровное; глубина озер невелика (около 2 м), прибрежные мелководья покрыты обильной растительностью. Дно водоемов заилено, мощность илового слоя достигает местами 5-10 м. Месторасположение озер показано на рис.1.

Начальное количество радиоактивного вещества в каждом непроточном водоеме определялось интегральным значением плотности радиоактивных выпадений на его акваторию. Оценки начального запаса радионуклидов в некоторых озерах, находящихся в районе ВУРС (осень 1957 г.), приведены в табл. 1 [6]. Результирующие концентрации радионуклидов в воде озер определялись в первый момент, главным образом, соотношением начального количества выпавших радионуклидов и объема воды озер, однако начавшийся сразу после загрязнения физико-химический процесс перераспределения радионуклидов в системе «вода-донные отложения», обусловленный гравитационным оседанием крупных нерастворимых частиц выпадений и химическим воздействием ионных форм с водой и материалом донных отложений, привел к изменению ожидаемых расчетных концентраций, основанных только на соотношении запаса радионуклидов в водоеме и объема его воды. По состоянию на 10 октября 1957 г. удельная активность бета-излучающих радионуклидов в воде оз.Бердениш составляла $5,3 \cdot 10^4$ Бк/л, в воде оз.Урускуль – $1,0 \cdot 10^5$ Бк/л. В настоящее время уровни загрязнения воды по стронцию-90 составляют величину порядка 10-100 Бк/л.

Таблица 1

Начальный запас радионуклидов в озерах ВУРС

Озеро	Активность, 10^{12} Бк				Суммарная активность
	Sr-90+ +Y-90	Ce-144+ +Pr-144	Ru-106+ +Rh-106	Cs-137	
Бердениш	400	4800	600	3,7	5800
Урускуль	130	1600	200	1,2	1900

Поскольку все радионуклиды, поступавшие в водоемы, за исключением стронция-90 и цезия-137, являются относительно короткоживущими, то начиная с середины 1960-х гг. радиоактивное загрязнение озер ВУРС связано, главным образом, только со стронцием-90. Для динамики радиоактивного загрязнения характерны три основных этапа.

1 этап продолжался от нескольких дней после аварии до нескольких месяцев и характеризовался наиболее высокой удельной радиоактивностью воды и ее быстрым спадом. В этот период происходило распределение радионуклидов между водой и илом в результате интенсивной сорбции и установление динамического равновесия.

2 этап продолжался от 3 до 5 лет и характеризовался дальнейшим уменьшением удельной активности воды за счет распада короткоживущих радионуклидов во всех компонентах водоемов. В этот период наблюдается интенсивный смыв радионуклидов с территории водосборных бассейнов в озера и в то же время прочное закрепление радионуклидов в почве, донных отложениях, инкорпорация в живые организмы.

3 этап характеризуется тем, что к этому времени из всей смеси радионуклидов остались, в основном, стронций-90 и в незначительной степени цезий-137 - наиболее долгоживущие элементы. Поступление радионуклидов с поверхностным стоком существенно снижается. Достигнуто изотопное равновесие между компонентами водоемов. Спад активности достаточно медленный, продолжается проникновение радионуклидов в глубь донных отложений.

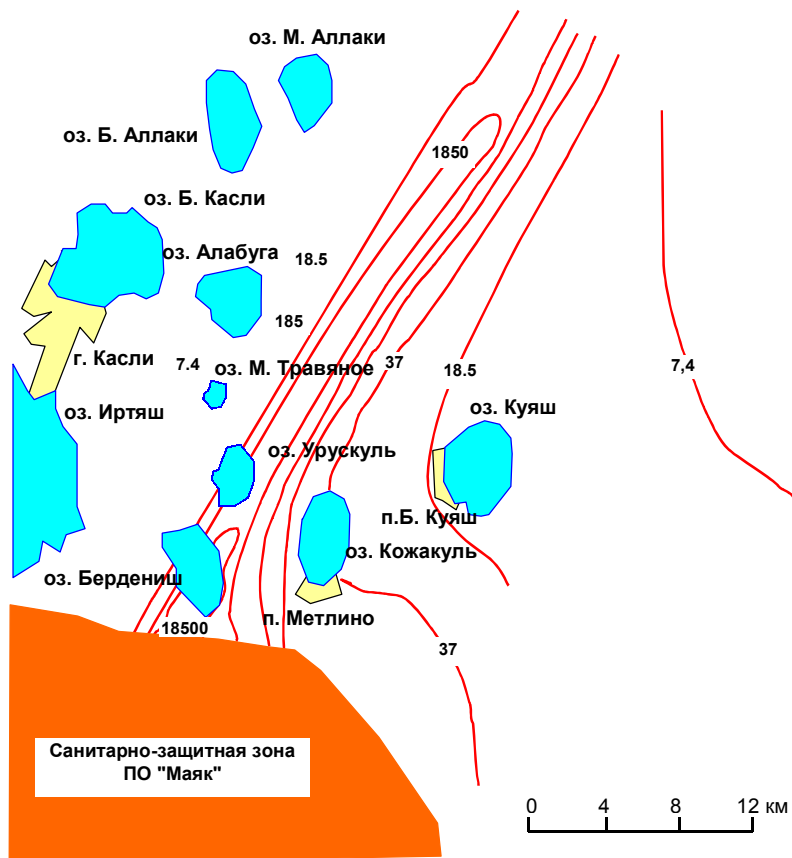


Рис.1. Схема головной части восточно-уральского радиоактивного следа. Изолинии соответствуют поверхностному загрязнению почвы стронцием-90, 1995 г., kBq/m² [5]

В послеварийный период стронций-90 поступал в водоемы с поверхностным стоком с загрязненной водосборной территории. Средние уровни начального загрязнения местности стронцием-90 в 1957 г. приведены в табл. 2 [6].

Таблица 2

Средняя плотность загрязнения водосборной территории

Озеро	Средняя плотность загрязнения водосборной территории, (kBq Sr-90) / м ²
Бердениш	33000
Урускуль	26000

Оценки, выполненные специалистами ОНИС ПО «Маяк» [7], показали следующее. Для периода 1960-65 гг. средняя величина стока радиоактивного вещества составляет около 0,2 %/год при средней концентрации стронция-90 в воде стоков 0,035 Бк/л на 1 kBq Sr-90/m² (предельные значения 0,005-0,25) или 35 пКи/л на 1 К и Sr-90/m². За счет убыли стронция-90 из верхнего слоя почвы 0-2 см целинных задернованных участков, наблюдается снижение концентрации стронция-90 в воде стоков. Концентрация стронция в воде за 4-5 лет уменьшалась в 2 раза, что привело к дополнительному снижению стока радиоактивного вещества. Средний коэффициент стока радиоактивного вещества в 1982 г. был равен 0,05%/год, концентрация – 0,01 Бк/л на 1 kBq Sr-90/m². Наблюдается

дальнейшее снижение коэффициента радиоактивного стока, среднее значение которого за период 1966-90 гг. для стронция-90 составило 0,015% в год. В районах с высоким уровнем поверхностного загрязнения поверхностный сток стронция-90 (водосборная площадь озер Бердениш и Урускуль) играл существенную роль.

Начиная с момента аварии и до настоящего времени для водоемов, расположенных в головной части восточно-уральского следа, осуществлялся радиационный и химический контроль. На ПО «Маяк» имеются многолетние ряды наблюдений за удельными активностями стронция-90 и других радионуклидов в воде, биоте и донных отложениях озер Урускуль и Бердениш.

КРАТКОЕ ОПИСАНИЕ ДВУХКАМЕРНОЙ МОДЕЛИ

Для моделирования поведения стронция-90 в водоемах, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате аварии 1957 г., была использована модель, описанная в методике [4]. При разработке данной методики использованы результаты анализа данных радиационного мониторинга территорий, загрязненных в результате Чернобыльской аварии.

Для прогноза поведения радионуклидов в водоемах используется двухкамерная модель, позволяющая создать простую расчетную схему для определения объемной концентрации радионуклидов в воде и донных отложениях. К основным процессам переноса радионуклидов в модели относятся гидрологический перенос активности проточными водами за пределы водоема, процессы осаждения загрязненных взвешенных частиц, взмучивания загрязненных донных отложений, диффузионного обмена радионуклидов между водой и дном водоема, а также осадкообразование (заиление).

При построении модели прогноза приняты следующие допущения:

- радиоактивные вещества, внесенные в водоем, распределяются по всему объему водной массы мгновенно и равномерно;
- механизмы переноса радионуклидов в водоем описываются уравнениями первого порядка с постоянными коэффициентами;
- миграция радионуклидов на взвеси полидисперсного гранулометрического состава описывается процессами, определяемыми монодисперсной взвесью характерного размера с эквивалентными сорбционными свойствами;
- процессы сорбции, десорбции радионуклидов взвесью и донными отложениями мгновенны, обратимы и описываются линейной изотермой;
- донные отложения, участвующие в процессах обмена, являются средой с одинаковыми сорбционными и водно-физическими свойствами. В процессах взаимодействия с водой главную роль играет эффективный слой донных отложений, мощность которого определяется экспериментально.

В основу модели вторичного загрязнения воды положены физические представления о существовании на дне водоема слоя подвижных частиц с концентрацией, равной мутности взмыва. Мутность взмыва зависит от физических свойств донных отложений и гидродинамического воздействия. При расчетах вторичного загрязнения воды учитывается только абиотическая взвесь.

Система дифференциальных уравнений, описывающая миграцию i -го радионуклида в водоеме, имеет вид

$$\frac{dC_1}{dt} = -\lambda_p C_1 - \frac{QC_1}{V} - \frac{\beta}{H} (\alpha_{p1} \cdot C_1 - \alpha_{p2} \cdot C_2) - \frac{U}{H} \alpha_{T1} C - \frac{W_C}{H} \alpha_{T2} C_2 + \frac{U}{H} \cdot \frac{S_1}{m} \alpha_{T2} C_2 - \\ - \frac{q_\phi}{V} \alpha_{p1} C_1 + \frac{A_0}{V} \delta_+(t) + \frac{R_0}{V} e^{-\mu t}$$

$$\frac{dC_2}{dt} = -\lambda_p C_2 - \frac{U}{h} \cdot \frac{S_1}{m} \alpha_{r2} C_2 + \frac{U}{h} \alpha_{r1} C_1 + \frac{\beta}{h} (\alpha_{p1} C_1 - \alpha_{p2} C_2),$$

где $\delta_+(t)$ - односторонняя импульсная функция.

Начальные условия записываются в виде: при $t=0$ $C_1=C_\phi$, $C_2=C_q$, где C_ϕ и C_q - фоновые объемные концентрации радионуклида в воде и донных отложениях, соответственно. Обозначения параметров, используемых в расчетной схеме, приведены в табл.3.

Таблица 3

Наименования, обозначения, единицы измерения величин

Наименование величин	Обозначения	
	вода	донные отложения
Разовое аварийное поступление i-го радионуклида в водоем, Бк	A_0	
Первоначальное поступление i-го радионуклида при постоянном загрязнении водоема, Бк/год	R_0	
Коэффициент самоочищения территории загрязненного водосбора для i-го радионуклида, 1/год	μ	
Объемная концентрация i-го радионуклида при средних гидрометеорологических условиях для расчетного отрезка времени, Бк/м ³	C_1	C_2
Постоянная распада i-го радионуклида, 1/год	λ_p	λ_p
Объем водоема, м ³	V	
Средняя глубина водоема, м	H	
Толщина эффективного слоя донных отложений, м		h
Расход проточных вод, м ³ /год	Q	
Расход воды на фильтрацию, м ³ /год	q_ϕ	
Мутность воды в водоеме, кг/м ³	S_1	
Объемная масса скелета донных отложений, кг/м ³		m
Гидравлическая крупность наносов, м/с	U	
Средняя скорость осадконакопления, м/год		W_c
Коэффициент массообмена при диффузии i-го радионуклида из воды в донные отложения, м/год	β	β
Время, прошедшее с момента аварии, год	t	
Доля i-го радионуклида в растворе, год	α_{p1}	α_{p2}
Доля i-го радионуклида, сорбированного твердой фазой, год	α_{r1}	α_{r2}

Необходимым условием, определяющим возможность выполнения прогноза, является исходная количественная информация, характеризующая как водный объект, так и источник его загрязнения. Степень достоверности прогноза зависит от точности и полноты исходных данных. Методика позволяет прогнозировать уровни загрязнения водоемов как при разовом, так и при постоянном поступлении активности. Предполагается, что разовое поступление радионуклидов описывает аварийное загрязнение водоема, связанное с аэрозольными выпадениями радиоактивных веществ на его акваторию, а хроническое загрязнение водоема может быть вызвано, например, многолетним поступлением вод поверхностного стока с водосборной площади.

Система дифференциальных уравнений, описывающих модель, имеет аналитическое

решение. Изменение во времени удельных активностей в воде и донных отложениях описывается как сумма экспонент.

РЕЗУЛЬТАТЫ МОДЕЛИРОВАНИЯ ПОВЕДЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ

Значения параметров, использованных при моделировании поведения стронция-90 в водоемах Урускуль и Бердениш, представлены в табл. 4.

Экспериментальные значения объемной активности донных отложений определялись как средние для эффективного слоя толщиной 2-10 см (в этом слое депонировано более 90% всей активности стронция-90). При расчетах толщина эффективного слоя задавалась как функция времени, изменяющаяся для стронция от 1 до 10 см в соответствии с [4]. Удельная объемная активность определялась как удельная массовая активность, умноженная на объемную массу скелета донных отложений, принятую равной 200 кг/м³. Фильтрационные расходы и расходы проточных вод (для оз. Бердениш) не учитывались.

Результаты моделирования показаны на рис. 2 и 3. Видно удовлетворительное совпадение расчетных и экспериментальных зависимостей. Некоторое расхождение результатов моделирования с данными радиационного мониторинга для оз. Бердениш

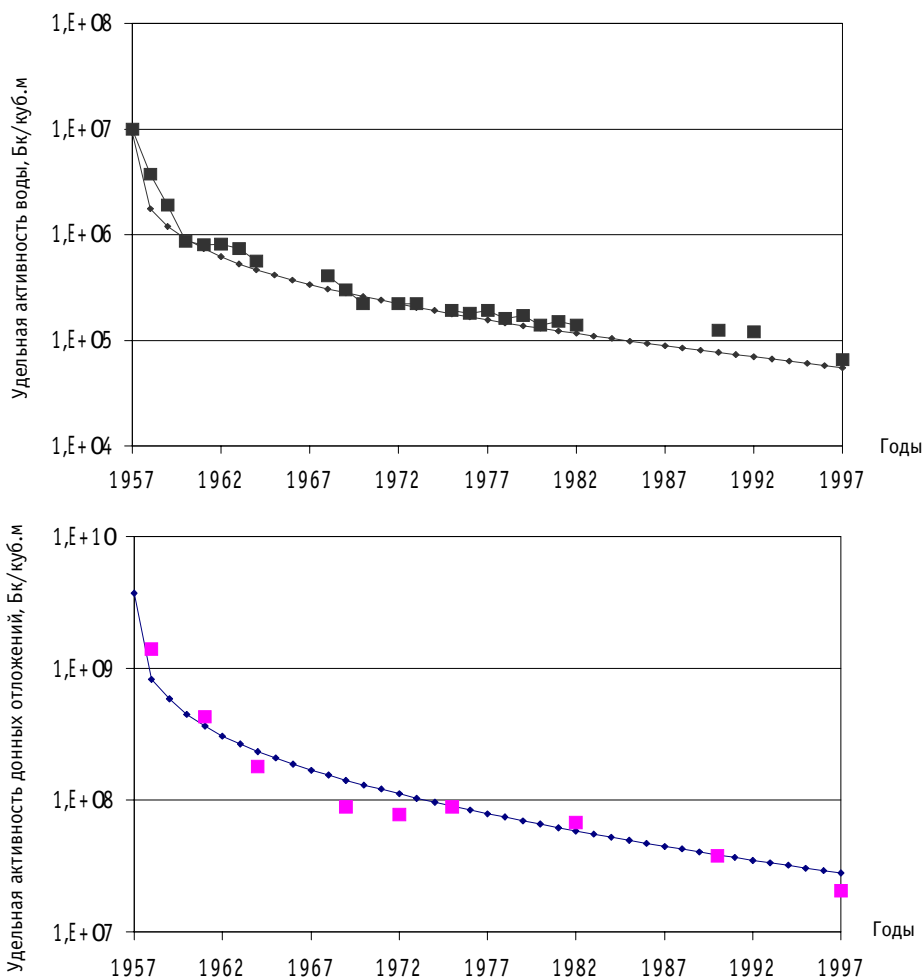


Рис.2. Сопоставление расчетных и экспериментальных значений удельных активностей воды и донных отложений оз. Урускуль для периода 1957-1997 гг.: ◆ - расчет, ■ - эксперимент

Таблица 4

Параметры водоемов, использованные при моделировании

Параметр	оз. Урускуль	оз. Бердениш
Площадь поверхности водоема, км ²	4.4	12.1
Средняя глубина	2	1.9
Площадь водосбора, км ²	10	17
Активность Sr-90, поступившего в водоем с выпадениями, 10 ¹² Бк	67	200
Средняя плотность радиоактивного загрязнения местности Sr-90, кБк/м ²	26000	33000
Среднегодовой коэффициент смыва, 1/год	0.002	0.002
Средняя скорость осадконакопления, м/год	0.0024	0.003
Гидравлическая крупность частиц, м/год	1100	1100
Мутность воды, мг/л	5	5

(экспериментальные зависимости проходят ниже расчетных) связано, по-видимому, с периодически в годы высокой водности проводящейся промывкой этого водоема чистой водой из оз. Иртяш через систему каналов.

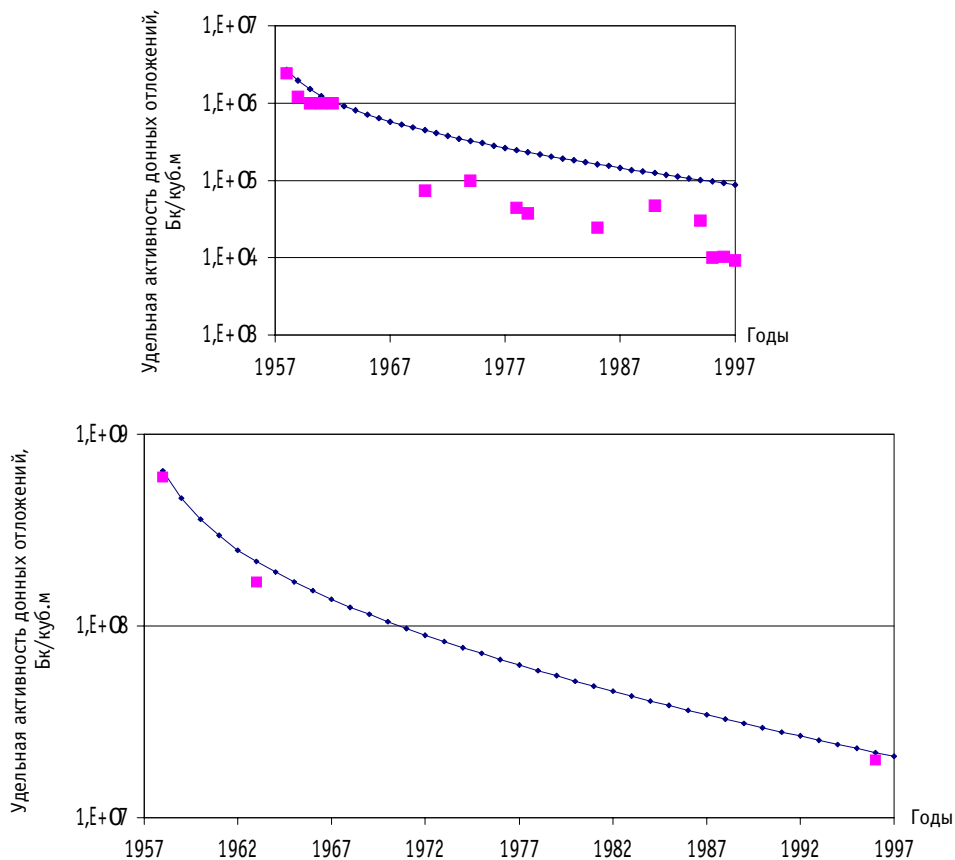


Рис.3. Сопоставление расчетных и экспериментальных значений удельных активностей воды и донных отложений оз. Бердениш для периода 1957-1997 гг.: ◆ - расчет, ■ - эксперимент

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Таким образом, проведенные исследования показали, что простая двухкамерная модель, изложенная в [4] может быть использована для описания поведения стронция-90 в водоемах, загрязненных в результате производственной деятельности ПО «Маяк», с достаточной для практических целей степенью точности.

Литература

1. Крышев И.И., Сазыкина Т.Г. Математическое моделирование миграции радионуклидов в водных экосистемах - М.: Энергоатомиздат, 1986. - 152 с.
2. Крышев А.И., Абраменков А.А., Аврамова Д.А. и др. Опыт валидации моделей радиоактивного загрязнения ^{137}Cs экосистемы чернобыльского водоема-охладителя // Известия вузов. Ядерная энергетика. - 1996. - №3 - С.16-20.
3. Воробьев В.А., Горбачев А.А., Носов А.В. и др. Компьютерные базовые модели прогнозирования и поведения радионуклидов в водоемах при аварийных и нормативных сбросах с учетом гидрометеорологической обстановки - М.: ИПБРАЭ РАН, 1994. - 43 с.
4. Методика прогнозирования состояния загрязнения водоемов при нарушении нормальной эксплуатации АЭС. РД 52.26 174-88 - М.: Госкомгидромет, 1988. - 48 с.
5. Kryshev I.I., Romanov G.N., Isaeva L.N., Kholina Yu.B. Radioecological State of Lakes in the Southern Ural Impacted by Radioactivity Release of the 1957 Radiation Accident // Journal of Environmental Radioactivity. - 1997. - Vol.34. - №3. - P. 223-235.
6. Ровинский Ф.Я. Распределение стронция-90 и других долгоживущих продуктов деления между компонентами непроточных водоемов // Загрязнение местности долгоживущими радиоактивными изотопами: Сб. тр. института прикладной геофизики ГУГМС. - Вып. 01 - Л.: Гидрометеоиздат, 1968. - С.139.
7. Смагин А.И., Стукалов П.М. Радиоактивное загрязнение водоемов, расположенных на территории восточно-уральского государственного заповедника: В сб. «Проблемы отдаленных эколого-генетических последствий радиационных инцидентов» // Материалы межрегиональной научной конференции ИЭРиЖ УрО РАН. - Екатеринбург, 2000. - С.12-24.

Поступила в редакцию 17.04.2001

ESTIMATION OF THE RESEARCH LIGHT WATER REACTOR RELEASE INFLUENCE ON THE POPULATION EXPOSURE

V. Cherkashin*, M. Moniri**

* *Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering, Obninsk*

** *Atomic Energy Organization of Iran, Tehran*



Приводятся предварительные результаты расчетов доз облучения населения при нормальной эксплуатации и в случае гипотетической проектной аварии исследовательского водо-водяного реактора. Мощность реактора принята равной 10 МВт (т). Высота трубы равна 100 м. Предполагается, что площадка реактора расположена в 15 км от г. Исфахан (Иран). Оценены радионуклидные составы выбросов при нормальной эксплуатации реактора и в случае аварии. Коллективные дозы для наиболее крупных населенных пунктов в окрестностях реактора лежат в диапазоне от $2.2 \cdot 10^{-6}$ чел.Зв/год (г. Фалаварджан) до $1.5 \cdot 10^{-4}$ чел.Зв/год (г. Исфахан). Средняя индивидуальная доза облучения в данном случае оказалась равной примерно $1.0 \cdot 10^{-11}$ Зв/год, что не превышает 0.0005% дозы внешнего облучения за счет естественных радионуклидов и «глобальных» радиоактивных выпадений. Годовые выпадения ^{137}Cs составляют 0.02-0.2 мБк/м² и не превышают 10^{-7} доли запаса радиоцезия в почве, накопленного после атмосферных ядерных испытаний.

INTRODUCTION

In this paper a preliminary calculational estimation of the possible influence of a light water research reactor release on the population and environment in the vicinity of the reactor site, which is supposed to be located near Isfahan city (Iran), has been done. A uranium fuelled reactor with light water as moderator and coolant is considered. The reactor is supplied with the containment (the concrete protective envelope with the inner stainless steel lining). Its power is adopted equal to 10 MW (th). The calculations of the atmospheric transport of the radionuclides released from this reactor are performed using Gaussian atmospheric transport model [1, 2]. For these calculations the dose coefficients from [3] are used. The annual collective and average individual irradiation doses for the people living in the big cities near this reactor site are calculated. The environment radioactive contamination levels connected with the radioactive fall-out are estimated also.

ESTIMATED RADIOACTIVE RELEASES DURING NORMAL REACTOR OPERATION

In the calculation procedure of radioactive releases during normal reactor operation the data on radioactive releases of the light water power reactors [4, 5] has been used. The assumption of radioactive equilibrium in the reactor core has been adopted. So the number of the different radionuclides formed in the core is supposed to be equal to the number of

the decaying radionuclides. The possible accumulation and release of the different radionuclides for this calculation were estimated from the data for a typical light water power reactor taking into account the difference of the thermal power of these reactors.

Table 1 lists the nuclides, which may be released from this reactor during normal operation. The estimations of the fission product activities and of the possibility of releasing of these products into the environment demonstrates that the main contributions to the released activity and to the population irradiation are due to the following radionuclides:

- the fission products ^{133}Xe , ^{135}Xe , $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{87}Kr , ^{88}Kr , ^{131}I , ^{132}I , ^{133}I , ^{134}I , ^{135}I , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{89}Sr , ^{90}Sr ;
- the nuclides formed by neutron capture from stainless steel corrosion products ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{58}Co , ^{60}Co .

The release values presented in Table 1 correspond to the daily leakage equal to 1% of the protective pillow gas and 5 l of the water from the first cooling loop.

Table 1

Annual release of different radionuclides

Nuclide	$T_{1/2}$, hr	Release, GBq/yr
Xe-133	125.9	38
Xe-135	9.08	38
Kr-85m	4.48	4.8
Kr-87	1.27	12.8
Kr-88	2.84	22
I-131	193.0	0.006
I-132	2.3	0.019
I-133	20.8	0.01
I-134	0.876	0.4
I-135	6.61	0.019
Cr-51	665.5	0.008
Mn-54	7496	0.00004
Co-58	1699	0.018
Co-60	46183	0.04
Sr-89	1212	0.0007
Sr-90	254916	0.0007
Cs-134	18063	0.0005
Cs-137	264324	0.00095

ESTIMATED RELEASE FOR THE HYPOTHETICAL ACCIDENT

The main features of the design accident were adopted in accordance to USA Regulatory Guide 1.183 [6].

For the estimation of the release of radionuclides to the environment in an accidental case, the following hypothetical accident scenario is considered

- loss of envelope sealing (clad failure) for 50% of the reactor fuel elements;
- release into the containment of all fission products contained in the broken envelopes;
- coolant and moderator are evaporated and the inner containment space ($6 \cdot 10^4 \text{ m}^3$ approximately) is filled with the saturated water vapor;
- 20% of the containment contents is instantly released into the atmosphere.

The reasons and the events leading to this scenario are not discussed here.

The temperature inside the containment after this accident is adopted equal to 30°C and

the saturated vapor density is equal to 0.04 kg/m^3 (see [7]). So the total quantity of the water vapor inside the containment is approximately equal to 2.5 t.

The release of the radionuclides for this hypothetical accident is presented in Table 2.

Table 2

Release of radionuclides for the hypothetical accident

Nuclide	$T_{1/2}$, hr	Release activity, TBq
I-131	193.0	2.9
Xe-133	125.9	18
Xe-135	9.08	1

POPULATION EXPOSURE TYPES RESULTING FROM RADIOACTIVE RELEASES

In the process of population exposure estimation, the real geographical population distribution around the reactor site and its age composition are taken into account. It is supposed that radionuclide intake via the food chain (alimentary path) is negligible because of the small fraction of the local food manufacturing and consumption. Therefore for the normal reactor operation and accidental condition the following doses are calculated:

- annual dose of external total-body irradiation from the radionuclides contained in the atmosphere (from the radioactive cloud);
- annual equivalent doses for the internal irradiation from the radionuclides inhaled with the atmospheric air;
- annual dose of external total-body irradiation from the radionuclides contained in the radioactive fall-out on the soil surface.

Here only the annual dose values are calculated. However, for the obtaining of pessimistic estimation, during the calculation of the radioactive fall-out level for the first year of the reactor operation the equilibrium activities of all nuclides, which can be accumulated in the reactor, were used.

The doses from the radionuclides existing in the atmosphere after resuspending from the soil by the wind are neglected. The possible dose decreasing connected with the radionuclide migration in the soil depth is not considered too.

The dose coefficients from [1,3] are used in the calculations. Since the preliminary dose estimation demonstrates that the equivalent dose values are relatively low, therefore detailed calculations of the equivalent doses for selected organs of people from different age groups were not performed and only the values of the total equivalent doses were calculated.

During estimation of the population irradiation dose for normal reactor operation, the source is assumed as constant and reactor power will not be changed with time. The radioactive cloud is considered as semi-infinite irradiation source. The radionuclide migration in soil depth is adopted as negligible and infinite plane source is used for calculation of the irradiation source related to radioactive fall-out.

CALCULATION MODEL, MAIN FORMULA AND PARAMETERS

The concentration $C_{n,i}$ (i -th radionuclide air concentration near soil surface, Bq/m^3) and $A_{n,i}$ (i -th radionuclide surface density, Bq/m^2) necessary for the calculation of population exposure dose are calculated using Gaussian model of the atmospheric transport (for detail description see [1,2]). The influence of meteorological conditions on the radionuclide atmospheric dispersion has been accounted using the Smith-Hosker parameterization [1]. In the calculations of the population irradiation during the normal reactor operation the data on the occurrence of the Pasquill atmospheric stability classes and the wind directions

were used for the meteorological post located near the supposed reactor site. The depletion of the radioactive cloud connected with the dry deposition and wash-out by the precipitation and radioactive decay during the transport period from the source to the point where the dose value is calculated is taken into account [1].

In the estimations of the accidental irradiation the calculations were performed for the atmospheric stability class D (neutral stability).

The external irradiation equivalent dose rate from *i*-th radionuclide is calculated by the formula:

$$D_{ex.ai} = K_e * C_{n.i} * B_{\alpha\gamma i}$$

where K_e – shielding factor accounting the decreasing of the external irradiation dose by the building walls where the persons live. This factor is adopted as equal to 0.7 for all calculations; $C_{n.i}$ – near-surface concentration of *i*-th radionuclide activity during the cloud transport above the given point, Bq/m³ (averaged for 10-min period); $B_{\alpha\gamma i}$ – corresponding dose coefficient reducing the activity value (the air concentration, soil radioactive contamination density) to the equivalent dose value.

Then the equivalent doses calculated for the separate radionuclides are summed

$$D_{ex.a} = \sum_i D_{ex.ai}$$

The equivalent dose rate related to inhaling of the *i*-th radionuclide for the person from the *j*-th age group is calculated with the formula

$$D_{ing.aci} = C_{n.i} * B_{ai} * V_j$$

where V_j – annual volume of inhaled air for person from *j*-th age group; B_{ai} – dose coefficient.

Then the equivalent doses calculated for the separate radionuclides are summed.

The external irradiation dose rate connected with the radionuclide deposited on the soil surface is calculated with the formula

$$D_{ex.fj} = K_e * A_{n.i} * B_{s\gamma i}$$

where $B_{s\gamma i}$ – corresponding dose coefficient; $A_{n.i}$ – the soil surface contamination density for *i*-th radionuclide.

Then the equivalent doses calculated for the separate radionuclides are summed.

The collective annual dose is calculated using the real population distribution around the supposed reactor site.

The analogous formula is used during the calculation of the irradiation dose connected with the accidental radioactive release. The integration period (the transport time of the radioactive cloud above the given point) is adopted equal to 0.3 hr (the approximate transport period for the largest inhabitant point near reactor site – Isfahan City). The time period for the external irradiation dose calculation is adopted equal to 1 year.

The “dry deposition velocity” values [1] are adopted equal to zero for all the gases, 2 cm/s for iodine radioisotopes and 1 cm/s for other radionuclides.

Calculation results. Population irradiation dose values

Figures 1 and 2 and Tables 3-6 demonstrate some of the calculation results obtained in the process of the population irradiation estimation.

It should be noted that the annual dose of the external irradiation from the natural radionuclides and from the so-called “global” radioactive fall-out after the atmospheric nuclear tests is equal to 1.3 mSv/yr.

The data presented on the Fig.2 shows that during normal reactor operation the yearly ¹³⁷Cs activity deposited to the soil surface is equal to 0.02-0.2 mBq/m². Now the “global” radioactive soil contamination level is equal to 1500-2000 Bq/m². Therefore the additional radioactive environment contamination connected with this reactor operation can be accounted as negligible.

Table 3

Average individual and collective doses for Isfahan City

Irradiation type	Age group, years					
	1	1-2	2-7	7-12	12-17	>17
Cloud, external irradiation	0.16e-10	0.16e-10	0.16e-10	0.16e-10	0.16e-10	0.16e-10
Inhalation, internal irradiation	0.69e-12	0.31e-11	0.12e-10	0.12e-10	0.13e-10	0.16e-10
Fall-out, external irradiation	0.78e-7	0.78e-10	0.78e-10	0.78e-10	0.78e-10	0.78e-10
Equivalent dose rate	0.95e-10	0.95e-10	1.1e-9	1.1e-9	1.1e-9	1.2e-9
Population	24200	66000	330000	302700	302700	605400

Collective dose rate: 1.51e-4 Man*Sv/yr
 Average individual dose rate: 0.9e-10 Sv/yr

Table 4

Average individual and collective doses for Falavarjan City

Irradiation type	Age group, years					
	1	1-2	2-7	7-12	12-17	>17
Cloud, external irradiation	0.27e-11	0.27e-11	0.27e-11	0.27e-11	0.27e-11	0.27e-11
Inhalation, internal irradiation	0.12e-12	0.52e-12	0.19e-11	0.22e-11	0.22e-11	0.27e-11
Fall-out, external irradiation	0.16e-10	0.16e-10	0.16e-10	0.16e-10	0.16e-10	0.16e-10
Equivalent dose rate	0.16e-10	0.16e-10	0.18e-10	0.18e-10	0.18e-10	0.18e-10
Population	1800	4930	24650	22700	22700	45400

Collective dose rate: 2.2e-6 Man*Sv/yr
 Average individual dose rate: 1.8e-11 Sv/yr

Table 5

Average individual and collective doses for Najafabad City

Irradiation type	Age group, years					
	1	1-2	2-7	7-12	12-17	>17
Cloud, external irradiation	0.12e-11	0.12e-11	0.12e-11	0.12e-11	0.12e-11	0.12e-11
Inhalation, internal irradiation	0.53e-13	0.23e-12	0.85e-12	0.82e-12	0.96e-12	0.12e-11
Fall-out, external irradiation	0.64e-11	0.64e-11	0.64e-11	0.64e-11	0.64e-11	0.64e-11
Equivalent dose rate	0.77e-11	0.78e-11	0.85e-11	0.84e-11	0.86e-11	0.88e-11
Population	4700	12800	64000	58700	58700	117400

Collective dose rate: 2.7e-6 Man*Sv/yr
 Average individual dose rate: 0.9e-11 Sv/yr

Table 6

Average individual and collective doses for Khomeynishahr City

Irradiation type	Age group, years					
	1	1-2	2-7	7-12	12-17	>17
Cloud, external irradiation	0.50e-11	0.50e-11	0.50e-11	0.50e-11	0.50e-11	0.50e-11
Inhalation, internal irradiation	0.22e-12	0.97e-12	0.36e-11	0.35e-11	0.41e-11	0.50e-11
Fall-out, external irradiation	0.27e-10	0.27e-10	0.27e-10	0.27e-10	0.27e-10	0.27e-10
Equivalent dose rate	0.27e-10	0.33e-10	0.31e-10	0.31e-10	0.31e-10	0.32e-10
Population	3700	10000	60000	45800	45800	91600

Collective dose rate: 7.6e-6 Man*Sv/yr
 Average individual dose rate: 3.2e-11 Sv/yr

After the hypothetical accident the radioactive releases do not lead to any significant population exposure and environment radioactive contamination.

CONCLUSION

Reviewing of the estimations performed concerning to the possible population exposure and radioactive environment contamination during the normal operation of the light water research reactor near Isfahan city allow us to do the following conclusions:

- The collective dose values for the largest cities located near this reactor are in the range from 2.2e-6 Man*Sv/yr (Falavarjan city) to 1.5e-4 Man*Sv/yr (Isfahan city). The average annual individual dose values for this region are equal to 1.0e-11 Sv/yr and are not higher than 0.0005% of the external irradiation dose connected with the natural radionuclides and with the "global" radioactive environment contamination. These dose values are much lower for example than the values adopted in Russian radiation safety rules [8];



Fig. 1. Air concentration of total gamma-activity (averaged for one-year period, Bq/m³)

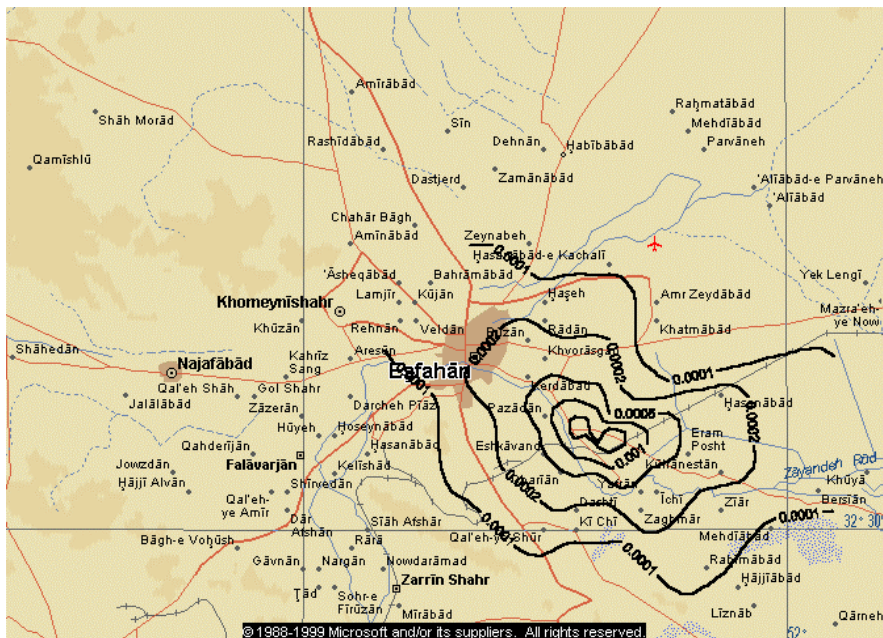


Fig. 2. One year deposition density of Cs-137 (Bq/sq.m.y)

- The normal reactor operation does not lead to the significant additional radioactive environment contamination in the vicinity of this reactor. So annual ^{137}Cs fallout is in the range of $0.02\text{--}0.2\text{ mBq/m}^2$, which is 10^{-7} -th fraction of the accumulated dose in the soil activity after the atmospheric nuclear tests performed before 1962;

- The population irradiation dose values after hypothetical accident are negligible. The concentration of the elevated air radionuclide connected with the radioactive cloud transport can exist in the inhabitant points in the reactor vicinity during 20-30 min.

In spite of the relatively low population irradiation dose values in the reactor vicinity, It is recommended to perform a more detailed calculation for different unfavorable irradiation consequences (e. g. the malformations of the different types).

References

1. Гусев Н.Г., Беляев В.А. Радиоактивные выбросы в биосфере: Справочник. – 2-е изд. - М.: Энергоатомиздат, 1991. - 254 с.
2. Учет дисперсионных параметров атмосферы при выборе площадок для атомных электростанций//Серия изданий по безопасности. - № 50-SG-53. – Вена: МАГАТЭ, 1982.
3. International Basic Safety Standards for Protection Against Ionizing Radiation and for Safety of Radiation Sources. SS-115. IAEA. – Vienna, 1996.
4. Источники, эффекты и опасность ионизирующей радиации: Доклад Научного комитета ООН по действию атомной радиации Генеральной Ассамблеи за 1988 г. - Т. 1. - М.: Мир, 1992. - 552 с.
5. Булдаков А.А., Гусев Д.И., Гусев Н.Г. Радиационная безопасность в атомной энергетике. - М.: Атомиздат, 1981. - 118 с.
6. Regulatory Guide 1.183 Alternative Radiological Source Terms For Evaluating Design Basis Accidents At Nuclear Power Reactors. US Nuclear Regulatory Commission. Regulatory Guide. Office of Nuclear Regulatory Research. July 2000.
7. Кикоин А.К., Кикоин И.К. Молекулярная физика. – М.: Наука, 1976. - 480 с.
8. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99) СП 2.6.1.758-99. Минздрав России. 1999.

Поступила в редакцию 30.12.2000

О НЕКОТОРЫХ МОДИФИКАЦИЯХ УРАВНЕНИЙ ТОЧЕЧНОЙ КИНЕТИКИ

Б.Д. Абрамов

ГНЦ РФ - Физико-энергетический институт им. А.И.Лейпунского, г. Обнинск



В работе предлагаются перспективные модификации уравнений точечной кинетики реактора, обобщающие известные модели по линиям расчета произвольных функционалов, расширения ассортимента весовых функций и учета особенностей кинетики в общего вида смесях расщепляющихся нуклидов.

Разработке и обоснованию различных алгоритмов математического моделирования нейтронно-физических процессов в рамках одно- и многоточечных моделей кинетики посвящено большое количество работ (см., например, [1-21]), и в настоящее время эти проблемы в значительной мере решены. Однако ряд важных вопросов специального характера, касающихся выбора тех или иных постановок такого рода задач, внесения различных уточнений и т.д., остаются, по-видимому, открытыми. Некоторые из них и обсуждаются ниже.

Рассмотрим (в обозначениях работ [19 -21]) систему уравнений

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \varphi}{\partial t} + M\varphi = F\varphi + \sum_l \sum_{m'} (\lambda_{(l)}^{(m')} R_{(l)}^{(m')} - F_{(l)}^{(m')}) \varphi + Q, \quad (1a)$$

$$\frac{\partial R_{(l)}^{(m')}}{\partial t} = -\lambda_{(l)}^{(m')} R_{(l)}^{(m')} + F_{(l)}^{(m')} \varphi, \quad (16)$$

описывающих эволюцию потока нейтронов $\varphi(x, E, \Omega, t)$ в реакторе, где $Q(x, E, \Omega, t)$ - независимый источник нейтронов; v - скорость нейтрона; $R_{(l)}^{(m')} = \chi_{(l)}^{(m')} C_{(l)}^{(m')}$; $\chi_{(l)}^{(m')}(E)$ - спектр; $C_{(l)}^{(m')}(x, t)$ - концентрация эмиттеров запаздывающих нейтронов с постоянной распада $\lambda_{(l)}^{(m')}$ и номером $m' = m'(l)$, порожденных нуклидом l ; $\beta_{(l)}^{(m')}$ - их доля; $M, F, F_{(l)}^{(m')}$ - операторы, задаваемые формулами

$$M = \Omega \nabla + C, \quad C = \Sigma - S, \quad S = K_s, \quad F = K_f,$$

$$K_b \varphi = \int dE' \int d\Omega' \omega_b(x, E, E', \Omega, \Omega') \varphi(x, E', \Omega', t), \quad b = s, f,$$

$$F_{(l)}^{(m')} \varphi = \chi_{(l)}^{(m')}(E) \int dE' \beta_{(l)}^{(m')}(E') v_{fl}(E') \Sigma_{fl}(x, E') \int d\Omega' \varphi(x, E', \Omega', t) / 4\pi$$

на функциях $\varphi(x, E, \Omega, t)$, удовлетворяющих определенным условиям гладкости внутри и вакуумному граничному условию на поверхности Гобъема G реактора. Здесь зависи-

мость коэффициентов уравнений (1) от времени не указывается,

$$\omega_{Hl}(x, E, E', \Omega, \Omega') = v_{Hl}(E') \Sigma_{Hl}(x, E') W_{Hl}(E', E, \Omega', \Omega), \quad \omega_S = \sum_{b \neq c, f} \sum_l \omega_{bl},$$

$$\omega_f = \sum_l \omega_{fl}, \quad \int dE \int W_{bl}(E', E, \Omega', \Omega) d\Omega = 1, \quad \Sigma(x, E) = \sum_b \sum_l \Sigma_{bl}(x, E),$$

$v_{Hl}(E)$, $W_{Hl}(E', E, \Omega', \Omega)$ - число вторичных нейтронов и плотность вероятности распределения их по энергиям E и направлениям разлета Ω , образовавшихся в реакции типа b' нейтрона с ядром l -го нуклида; $\Sigma_{Hl}(x, E') = N_l(x) \sigma_{Hl}(E')$ - макроскопическое сечение этой реакции; $\sigma_{Hl}(E')$ - микроскопическое сечение; $N_l(x)$ - плотность ядер l -го нуклида; суммирование ведется по номерам l нуклидов и типам b' процессов: упругого рассеяния ($b'=e$), неупругого рассеяния ($b'=i$), радиационного захвата ($b'=c$), деления ($b'=f$) и т.д. [4].

Отметим, что в этих уравнениях учитывается также возможная зависимость постоянных распада эмиттеров от номера l материнского нуклида. Отсутствующая теоретически в силу спонтанного характера распада эмиттеров такая зависимость появляется, как известно [3-6, 17], при практическом определении эффективных групповых постоянных распада, причем как от номера нуклида, так и от энергии инициировавшего его деление нейтрона.

Пусть $\psi, \psi^* \geq 0$ - положительные решения уравнений

$$M\psi = F\psi / k_{эф}, \quad (2)$$

$$M^* \psi^* = F^* \psi^* / k_{эф}, \quad (3)$$

где M^* , F^* - сопряженные к M , F операторы; $k_{эф}$ - эффективный коэффициент размножения. Умножая уравнения (1) на ψ^* , уравнение (3) - на ψ , интегрируя по $x \in G$ и всем E, Ω , вычитая результаты и используя представление потока в виде

$$\phi(x, E, \Omega, t) = P(t) \tilde{\psi}(x, E, \Omega, t) / (p, \tilde{\psi}), \quad (4)$$

можно получить модифицированные уравнения

$$\left[\frac{d}{dt} + \left(\bar{\alpha} - \frac{\rho - \bar{\beta}}{\Lambda} \right) \right] P = \left[\sum_{m=1}^m \bar{\lambda}(m) C(m) + \bar{\alpha} \right] / k_p \Lambda, \quad (5a)$$

$$\left[\frac{d}{dt} + (\bar{\lambda}(m) - \alpha(m)) \right] \bar{c}(m) = \bar{\beta}(m) k_p P \quad (5b)$$

кинетики точечной модели реактора относительно неизвестных

$$P(t) = (p, \phi), \quad C(m)(t) = \sum_{l \in m} (\psi^*, R_l^{(m)}) \quad (6)$$

с коэффициентами

$$\bar{\alpha} = \frac{(\psi^*, v^{-1} \partial \xi / \partial t)}{(\psi^*, v^{-1} \xi)}, \quad \Lambda = \frac{(\psi^*, v^{-1} \tilde{\psi})}{(\psi^*, F \tilde{\psi})}, \quad \bar{\lambda}(m) = \frac{\sum_{l \in m} (\psi^*, \lambda_l^{(m)R} \tilde{\psi}^{(m)})}{\sum_{l \in m} (\psi^*, R_l^{(m)})}, \quad (7a)$$

$$\alpha(m) = \frac{\sum_{l \in m} (\partial \psi^* / \partial t, R_l^{(m)})}{\sum_{l \in m} (\psi^*, R_l^{(m)})}, \quad k_p = \frac{(\psi^*, F \tilde{\psi})}{(p, \tilde{\psi})}, \quad \bar{\beta}(m) = \frac{\sum_{l \in m} (\psi^*, F_l^{(m)} \tilde{\psi})}{(\psi^*, F \tilde{\psi})}, \quad (7b)$$

$$\bar{\beta} = \beta_{эф} = \sum_{m=1}^{\bar{m}} \bar{\beta}(m), \quad \bar{a} = (\psi^*, Q), \quad \xi = \tilde{\psi} / (p, \tilde{\psi}), \quad \rho = 1 - 1/k_{эф}, \quad (7B)$$

где m - номер эффективной группы запаздывающих нейтронов; \bar{m} - число групп; $m' \in m$ - множество номеров $m' = m'(l)$ эмиттеров, отнесенных к m -ой группе; (\cdot) - символ интеграла по всем $x \in G$ и E, Ω ; $p(x, E, \Omega, t) \geq 0$ - заданная функция («плотность» искомого функционала $P = (p, \varphi)$); $\tilde{\psi}(x, E, \Omega, t) \geq 0$ - функция формы потока, выбираемая из тех или иных соображений аппроксимации, например, $\tilde{\psi} = \psi$ и т.д.

Уравнения (5)-(7), как уравнения интегрального баланса, точные. Они отличаются от обычных уравнений точечной кинетики коэффициентом k_p , характеризующим различие функций p и $F^* \psi^*$, а также поправками $\bar{\alpha} \cdot \alpha^{(m)}$, непосредственно учитывающими деформации форм-функций $\tilde{\psi}, \psi^*$, и являются обобщением их на произвольные функционалы $P = (p, \varphi)$ в общем случае зависимости функций $\psi^*, \tilde{\psi}$ от t и постоянных распада эмиттеров $\lambda_{(l)}^{(m)}$ от l . В частном случае выбора

$$\partial \psi^* / \partial t = 0, \quad p = \psi^* / \nu, \quad \lambda_{(l)}^{(m)} = \lambda^{(m)} \delta_{mm'}, \quad \beta_{(l)}^{(m)} = \beta^{(m)} \delta_{mm'} \quad (8)$$

когда $\bar{\alpha} = \alpha^{(m)} = 0, \Lambda^k_p = 1, P = (\psi^*, \varphi / \nu)$ и перегруппировка эмиттеров не производится ($\delta_{mm'}$ - символ Кронекера), они переходят в некоторую разновидность уравнений А.Ф.Henry [2-6]. В случае $p = F^* \psi^*$ из них следуют уравнения для функционала $P(t) = (\psi^*, F\varphi)$, имеющего смысл (пропорционального) интегральной ценности нейтронов деления ЦНД $= (\psi^*, F\psi)$ в реакторе [1]. При выборе в качестве p сечения поглощения детектора функционал P будет «откликом» детектора [8,9,11], и т.д. Если же, допустим,

$$\omega_f(x, E, E', \Omega, \Omega') = \sum_l \chi_{fl}(E) \nu_{fl}(E') \Sigma_{fl}(x, E') / 4\pi, \quad P = \sum_l \nu_{fl} \Sigma_{fl}, \quad (9)$$

то $P(t) = (p, \varphi) = (1, F\varphi)$ будет скоростью генерации нейтронов деления и т.п. [21].

Коэффициенты (7) уравнений (5) зависят от выбора функций $\psi^*, \tilde{\psi}$ и могут быть вычислены обычно лишь приближенно. Например, полагая в (7)

$$R_{(l)}^{(m)} \approx F_{(l)}^{(m)} \varphi / \lambda_{(l)}^{(m)}, \quad (10)$$

и выбирая в качестве $\tilde{\psi}$ решение $\psi \geq 0$ уравнения (2) (либо при $Q \neq 0$, уравнения типа $(M - F)\tilde{\psi} = Q$), приходим к некоторой разновидности адиабатического приближения [1-6], когда в уравнениях (1) и в уравнениях (2),(3) и т.д. для ψ, ψ^* используются одни и те же сечения, являющиеся параметрическими функциями времени, и предполагается, что форма потока мгновенно следует за изменением свойств реактора. В этом приближении из формул (7) при $\bar{\alpha} = \alpha^{(m)} = 0$ вытекают обобщения известных определений [1], дополняющие их, в частности, формулой

$$\frac{1}{\bar{\lambda}^{(m)}} = \frac{1}{\bar{\beta}^{(m)}} \sum_{l, m \in m} \frac{\bar{\beta}_{(l)}^{(m)}}{\lambda_{(l)}^{(m)}}, \quad (11)$$

необходимой для вычисления $\bar{\lambda}^{(m)}$ в смеси расщепляющихся нуклидов [19-21].

В соответствии с представлением (4) решение исходной задачи (1) распадается на

решение уравнений (5) для амплитуды P и решение уравнения

$$\frac{1}{v} \left(\frac{\partial \xi}{\partial t} + \xi \frac{dP}{P dt} \right) = (F_0 - M) \xi + \sum_{l,m} \lambda_{(l,m)} \int_{-\infty}^t dt' \frac{P(t')}{P(t)} e^{-\lambda_{(l,m)}(t-t')} F_{(l,m)} \xi(t') + \frac{Q}{P} \quad (12)$$

для функции формы ξ , где F_0 - оператор деления на мгновенных нейтронах,

$$F_0 = F - F_d, \quad F_d = \sum_{l,m} F_{(l,m)}. \quad (13)$$

Это «расщепление» порождает различные приближенные методы типа квазистатистического приближения и т.п. [2-6]. Рассмотрим некоторые из них.

Предполагая, например, что при $t=t_{i-1}$ реактор описывался невозмущенными величинами $M, F, F_0, F_{(l,m)}$ и $\psi_{i-1}^* = \psi^*(x, E, \Omega, t_{i-1})$, $\tilde{\psi}_{i-1} = \tilde{\psi}(x, E, \Omega, t_{i-1})$, а в интервале (t_{i-1}, t_i) выбирается $\partial p / \partial t = 0$ и производится изменение (возмущение) сечений в форме

$$F' = F + \delta F, \quad F'_{(l,m)} = F_{(l,m)} + \delta F_{(l,m)}, \quad M' = M + \delta C, \quad (14)$$

можно вычислить по данным $\psi_{i-1}^*, \tilde{\psi}_{i-1}$ и т.д. приближенные значения коэффициентов соответствующих уравнений типа (5) с возмущенными коэффициентами

$$\rho' = \rho + \delta \rho, \quad \bar{\beta}' = \bar{\beta} + \delta \bar{\beta}, \quad \bar{\beta}'_{(l,m)} = \bar{\beta}_{(l,m)} + \delta \bar{\beta}_{(l,m)}, \quad (15)$$

найти их решение $P(t)$ в узлах $t \in (t_{i-1}, t_i)$ некоторой мелкой сетки, после чего определить $\psi_i^*, \tilde{\psi}_i$ из уравнений (3),(12) и перейти к следующему шагу крупной сетки (t_i, t_{i+1}) .

Здесь функции ψ^* (а значит, и $C^{(m)}$) допускают разрывы при $t=t_{i-1}$,

$$\rho' - \bar{\beta}' = \rho - \bar{\beta} + \delta \rho_0, \quad \delta \rho_0 = (\psi^*, (\delta F_0 - \delta C) \tilde{\psi}) / (\psi^*, F \tilde{\psi}), \quad (16a)$$

$$\alpha^{(m)} = 0, \quad \bar{\alpha} = \frac{d}{dt} \ln (\psi^*, v^{-1} \xi) = \left[\frac{(\psi^*, \dot{\phi} / v)}{(\psi^*, \phi / v)} - \frac{(p, \dot{\phi})}{(p, \phi)} \right], \quad (16b)$$

$\dot{\phi} = \partial \phi / \partial t$, величины $\rho, \bar{\beta}, \bar{\beta}^{(m)}, \Lambda, \bar{\lambda}^{(m)}, k_p, \alpha^{(m)}, \bar{\alpha}, \psi^*, \tilde{\psi}$ не зависят от $t \in (t_{i-1}, t_i)$ и соответствуют невозмущенным состояниям при $t=t_{i-1}, i=1,2,\dots$

Указанный подход является обобщением подхода А.Ф. Ненру [2], опирающегося на использование решений уравнения (3) не для всех, а лишь для некоторых дискретных моментов времени $t=t_{i-1}, i=1,2,\dots$. Алгоритмы такого рода (в многогрупповом диффузионном приближении при $Q=0$ и без введения коэффициентов $\bar{\alpha}, k_p$) реализованы, например, в работе [16] применительно к описанию нестационарных и аварийных процессов в быстрых реакторах.

Отметим, что эквивалентная (5),(7),(12) формулировка заключается в совместном решении уравнения (12) и уравнения

$$\left[\frac{d}{dt} + \left(\bar{\alpha} - \frac{\rho - \bar{\beta}}{\Lambda} \right) \right] P = \left[\sum_{l,m} \lambda_{(l,m)} \int_{-\infty}^t dt' (\psi_{t'}^*, F_{(l,m)} \xi_{t'}) P(t') e^{-\bar{\lambda}_{(l,m)}(t-t')} + Q \right] / k_p \Lambda, \quad (17)$$

из которого, в свою очередь, вытекает некоторое обобщение

$$\rho = \bar{\beta} + \Lambda \left[\bar{\alpha} + \frac{1}{P} \frac{dP}{dt} \right] - \left[\sum_{l,m} \frac{\lambda_{(l,m)}}{k_p} \int_{-\infty}^t dt' (\psi_{t'}^*, F_{(l,m)} \xi_{t'}) P(t') e^{-\bar{\lambda}_{(l,m)}(t-t')} + Q \right] \quad (18)$$

«обращенных решений уравнения кинетики» (1);(22);(4,37) работ [8;9;11], где t, t' -

соответствующие аргументы. Последнюю, вводя функции «эффektivностей детекторов» типа

$$\varepsilon_{(l)}^{(m)}(t, t') = (\psi_t^*, F_{(l)}^{(m)} \xi_{st}), \quad \varepsilon(t) = k_p \bar{\beta} = (\psi_t^*, F_d \xi_t) \quad (19)$$

и пренебрегая вторым слагаемым, пропорциональным

$$\alpha = \alpha_{\xi} + \alpha_p = (\psi^*, v^{-1} \partial \varphi / \partial t) / (\psi^*, v^{-1} \varphi), \quad \alpha_{\xi} = \bar{\alpha}, \quad \alpha_p = \frac{1}{P} \frac{dP}{dt}, \quad (20)$$

можно представить также в виде следующего обобщения уравнений (4.37), (4.38) [11]:

$$\rho / \bar{\beta} = 1 - \left\{ \sum_{l,m} \lambda_{(l)}^{(m)} \int_{-\infty}^t dt' \varepsilon_{(l)}^{(m)}(t, t') P(t') e^{-\bar{\lambda}_{(l)}^{(m)}(t-t')} + \bar{Q} \right\} / \varepsilon(t) P(t) \quad (21)$$

на случай произвольных P вида (6) и зависимости $\lambda_{(l)}^{(m)}$ от l в предположении

$$\Lambda |\alpha| \ll \bar{\beta} = \beta_3. \quad (22)$$

Этот пример показывает, что предлагаемый в работе подход приводит к естественному обобщению и обращенных решений уравнения кинетики, используемых в работах [8,9,11] в целях расчетно-экспериментального определения реактивности. Отметим, что наряду с $k_{эф}$ аналогичным образом могут быть определены и вводимые ниже величины k_o, k_d, α_o и т.п.

Обратимся к проблеме выбора ψ^* . Поскольку выбор в виде решения уравнения (1.3) не является ни единственно возможным, ни, по-видимому, наилучшим. то могут оказаться полезными и другие варианты, связанные, например, с выбором в качестве ψ^* положительных решений однородных уравнений типа

$$M^* \psi^* = F_o^* \psi^* / k_o; \quad M^* \psi^* = F_d^* \psi^* / k_d; \quad M^* \psi^* = F_o^* \psi^* - \alpha_o \psi^* / \nu, \quad (23)$$

и т.д., приводящим к замене в обсуждаемых выше уравнениях величин $\rho - \bar{\beta}, F$ на

$$(1 - 1/k_o), F_o; (\psi^*, F_o \varphi) / (\psi^*, F_d \varphi) - 1/k_d, F_d; \alpha_o, 1/\nu, \quad (24)$$

и т.п.; положительных решений неоднородных уравнений типа

$$M^* \psi_q^* = q; \quad (-\Omega \nabla + C^*) \psi^* = 0, \quad \psi^* = f^* \text{ на } \Gamma_{\pm}, \quad (25)$$

и т.д., приводящим соответственно к замене ρ на

$$1 - 1/k_{q'}, \quad k_{q'} = (\psi_{q'}^*, F \varphi) / (q, \varphi); \quad 1 - 1/k_{f'}, \quad k_{f'} = (\psi^*, F \varphi) / (1, \Omega \nabla \psi^* \varphi), \quad (26)$$

и т.п., где $\Gamma_{\pm} = \{x \in \Gamma, E, \Omega : \Omega n(x) \cdot \xi \geq 0\}$, $q(x, E, \Omega, t) \geq 0$ - произвольная функция, скажем, $q=p$, и т.д., а функционал

$$(1, \Omega \nabla \psi^* \varphi) = \int_{\Gamma_{\pm}} \Omega n(x) f^*(x, E, \Omega) \varphi(x, E, \Omega, t) d\gamma dE d\Omega \quad (27)$$

характеризует утечку нейтронов из реактора (равен одностороннему току нейтронов из реактора через его поверхность при $f^*=1$ и т.п.) (подробности см. в [21]).

Отметим, что использование решений уравнений типа (23), (25) в качестве $\rho = \psi^* / \nu$ позволяет в ряде случаев значительно упростить процедуру вычисления $\bar{\alpha}$. Например, из (166), (26) в пренебрежении вкладами запаздывающих нейтронов и источника Q находим, что

$$\bar{\alpha}(t) \approx [(\rho - \bar{\beta} + \delta \rho_o) / \Lambda] - [(\rho_{q'} - \bar{\beta}_{q'} + \delta \rho_{q'}) / \Lambda_{q'}], \quad (28)$$

где $\rho_{q'}, \bar{\beta}_{q'}, \delta \rho_{q'}, \Lambda_{q'}$ - величины $\rho, \bar{\beta}, \delta \rho_o, \Lambda$ с заменой в них $k_{эф}, \psi^*$ на $k_{q'}, \psi_{q'}^*$ и т.д.

Уравнения (5) отличаются от обычных уравнений точечной кинетики, в частности, наличием поправок $\bar{\alpha}$ и $\alpha^{(m)}$ к реактивности и постоянным распадом эмиттеров. Оценим эти поправки для критического при $t < 0$ реактора, переходящего под влиянием внесенного в момент $t = 0$ возмущения в фиксированное подкритическое состояние. Тогда его поведение при $t > 0$ описывается задачей Коши для уравнений (1) с заданными при $t = 0$ начальными условиями и не зависящими от t коэффициентами, откуда в рамках предположения $\partial p / \partial t = 0$ вытекают формулы (16б). Используя разложение по собственным функциям типа

$$\varphi = a_0 \psi_0 e^{\alpha_0 t} + a_1 \psi_1 e^{\alpha_1 t} + \dots, \quad 0 > \alpha_0 > \alpha_1 > \dots, \quad (29)$$

находим из (16б), (29), что

$$\bar{\alpha} \approx (\alpha_1 - \alpha_0) \frac{a_1}{a_0} \left[\frac{(\psi_1^*, \psi_1 / V)}{(\psi_1^*, \psi_0 / V)} - \frac{(P, \psi_1)}{(P, \psi_0)} \right] e^{(\alpha_1 - \alpha_0)t} + \dots, \quad (30)$$

где оценка (30) имеет смысл как для малых времен, когда идет быстрый процесс изменения формы потока, обусловленный перераспределением источников мгновенных нейтронов деления, после завершения которого наблюдается экспоненциальное затухание потока с декрементом α_0 (где под α_0, ψ_0 понимается наибольшее собственное значение и положительное решение уравнения $\alpha_0 \psi_0 / V + M \psi_0 = F_0 \psi_0$), так и для больших времен, когда определяющую роль начинает играть процесс перераспределения эмиттеров запаздывающих нейтронов, после завершения которого поток затухает с асимптотическим декрементом α_0 (где под α_0, ψ_0 понимаются уже надлежащие решения уравнения с запаздывающими нейтронами).

Отсюда следует, что $\bar{\alpha}(t)$ - некоторая осциллирующая в общем случае функция, обращающаяся в нуль при выходе реактора на асимптотический режим на запаздывающих нейтронах. Поскольку знак $\bar{\alpha}$ зависит от выбора (локализации носителя) функции p а модуль в целом пропорционален отклонению p от ψ^*/V (ибо $\bar{\alpha} = 0$ при $p = \psi^*/V$), то становится очевидным, что учет $\bar{\alpha}$ будет актуальным при рассмотрении достаточно сильных локальных возмущений для функционалов P с «плотностью» p , значительно отличающейся от ψ^*/V .

Более точно поведение $\bar{\alpha}$ оценим на примере допускающей аналитическое решение задачи Коши для односкоростного диффузионного уравнения с учетом запаздывающих нейтронов

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \varphi}{\partial t} + (-D \nabla^2 + \Sigma_a) \varphi = (1 - \beta) \nu \Sigma_f \varphi + \sum_{m=1}^m \lambda_m C_m \quad (31a)$$

$$\frac{\partial C_m}{\partial t} = -\lambda_m C_m + \beta_m \nu \Sigma_f \varphi, \quad (31б)$$

в однородном объеме G с соответствующими граничными условиями, упомянутое решение

$$\varphi(x, t) = \sum_{k=0}^{\infty} (X_k, \varphi^{(0)}) T_k(t) X_k(x) \quad (32)$$

которой представляется в виде ряда (32) по ортонормированным собственным функциям $X_k(x)$ надлежащего оператора Лапласа

$$\nabla^2 X_k = -B_k^2 X_k, \quad (X_k, X_n) = \delta_{kn}, \quad k, n = 0.1 \dots, \quad (33)$$

где $\varphi(0) = \varphi(x, 0) > 0$ - начальное условие,

$$T_k(t) = \sum_{s=0}^m A_{ks} e^{\alpha_{ks} t}, \quad A_{ks} = \rho_k / \alpha_{ks} [\Lambda + \sum_{m=1}^m \frac{\lambda_m \beta_m}{(\alpha_{ks} + \lambda_m)^2}] > 0, \quad (34)$$

$\alpha_{ks} < 0$ - корни соответствующего уравнения «обратных часов» [3-6]

$$\alpha_{ks} \Lambda = \rho_k - \beta + \sum_{m=1}^m \frac{\lambda_m \beta_m}{\alpha_{ks} + \lambda_m} = \rho_k - \alpha_{ks} \sum_{m=1}^m \frac{\beta_m}{\alpha_{ks} + \lambda_m}, \quad (35a)$$

$$\Lambda = \frac{1}{\nu \Sigma_f}, \quad \rho_k = \frac{\nu \Sigma_f - D B_k^2 - \Sigma_a}{\nu \Sigma_f}, \quad \bar{\alpha} = \frac{d}{dt} \ln \frac{(X_0, \varphi)}{(p, \varphi)}, \quad (35b)$$

и учтено, что в данном случае $\psi^* = X_0, \rho = \rho_0, d \ln \nu / dt = 0$.

При выборе $p(x) = X_0(x) + b X_k(x) \geq 0, k > 0$ из (32)-(35) тогда, например, следует, что

$$\bar{\alpha}(t) = \left[\frac{(X_0, \dot{\varphi})}{(X_0, \varphi)} - \frac{(p, \dot{\varphi})}{(p, \varphi)} \right] \approx -b \frac{(X_k, \varphi(0))}{(X_0, \varphi(0))} \frac{d}{dt} \frac{T_k(t)}{T_0(t)}, \quad (36)$$

то есть что в рамках обычных предположений о коэффициентах уравнения (31)), когда

$$0 > \alpha_{00} > \alpha_{k0} > -\lambda_1 > \alpha_{01} > \alpha_{k1} > -\lambda_2 > \dots, \quad (37)$$

функция $|\bar{\alpha}(t)|$ сначала возрастает, затем испытывает колебания вблизи точек

$t_{ks} = |\alpha_{ks}|^{-1}$, и, наконец, экспоненциально затухает с декрементом $(\alpha_{k0} - \alpha_{00})$.

Вклад поправки $\bar{\alpha}$ в формирование решения оценим на упрощенном варианте задачи (31) без учета запаздывающих нейтронов, когда

$$\bar{m} = 0, \quad T_k(t) = e^{\alpha_k t}, \quad \alpha_k = (\rho_k - \beta) / \Lambda. \quad (38)$$

В этом случае находим, что решение

$$P(t) = P(0) e^{\alpha_0 t}, \quad P(0) = (p, \varphi(0)) = \sum_{k=0}^{\infty} (p, X_k) (X_k, \varphi(0)) \quad (39)$$

обычного уравнения точечной кинетики (5a) $dP/dt = [(p - \beta) / \Lambda] P = \alpha_0 P$ (без учета $\bar{\alpha}$) при $p \neq X_0$ значительно отличается от соответствующего точного выражения

$$P(t) = \sum_{k=0}^{\infty} e^{\alpha_k t} (p, X_k) (X_k, \varphi(0)) \quad (40)$$

вытекающего из (32),(38), в то время как решение модифицированного уравнения (5a)

$dP/dt = (\alpha_0 - \bar{\alpha})P$ (с учетом $\bar{\alpha}$) совпадает с ним, ибо в последнем случае, очевидно,

$$P(t) = P(0) \exp \left[\alpha_0 t - \int_0^t dt' \bar{\alpha}(t') \right] = P(0) e^{\alpha_0 t} \frac{(p, \varphi)}{(X_0, \varphi)} \frac{(X_0, \varphi(0))}{(p, \varphi(0))} = (p, \varphi). \quad (41)$$

Таким образом, учет $\bar{\alpha}$ в случае $p \neq X_0$ действительно приводит к повышению точности.

В заключение отметим, что предлагаемые в работе модификации уравнений точечной кинетики для расчета произвольных функционалов с учетом зависимости постоянных распада эмиттеров от порождающих их материнских нуклидов, в общем случае

выбора зависящих от времени прямых и сопряженных форм-функций, представляются перспективным инструментом моделирования нестационарных нейтронно-физических процессов в ядерных реакторах и могут использоваться для оценки старых и разработки новых алгоритмов нейтронной кинетики.

Более подробное рассмотрение этих и смежных вопросов можно найти в [21].

Литература

1. Усачев Л.Н. Уравнение для ценности нейтронов, кинетика реакторов и теория возмущений: В кн. «Реакторостроение и теория реакторов». - М.: Изд-во АН СССР, 1955.
2. Henry A.F. The Application of Reactor Kinetics to the Analysis of Experiments// Nucl. Sci. and Engng. - 1958. - V.3. - № 1. - P. 52-70.
3. Кипин Д.Р. Физические основы кинетики ядерных реакторов. - М.: Атомиздат, 1967.
4. Шихов С.Б. Вопросы математической теории реакторов. - М.: Атомиздат, 1973.
5. Белл Д., Глестон С. Теория ядерных реакторов. - М.: Атомиздат, 1974.
6. Хетрик Д. Динамика ядерных реакторов. - М.: Атомиздат, 1975.
7. Стумбур Э.А. Применение теории возмущений в физике ядерных реакторов. - М.: Атомиздат, 1976.
8. Казанский Ю.А., Матвеев И.П., Тютюнников П.Л., Шокодько А.Г. К учету пространственных эффектов при измерении реактивности методом обращенного решения уравнения кинетики//Атомная энергия. - 1981. - Т.51ю - Вып.6ю - С. 387-389.
9. Колесов В.Е., Макаров О.И., Матвеев И.П., Шокодько А.Г. Программа ДНЕСТР и ее применение для учета пространственных эффектов при измерении реактивности методом ОРУК. Препринт ФЭИ- 1062. - Обнинск, 1981.
10. Шиманская Т.М., Зродников А.В. Эффективный метод интегрирования уравнений кинетики реактора на основе численных методов Гира. Препринт ФЭИ-1478. - Обнинск, 1983.
11. Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Экспериментальные методы физики реакторов. - М.: Энергоатомиздат, 1984.
12. Кузнецов И.А. Аварийные и переходные процессы в быстрых реакторах. - М.: Энергоатомиздат, 1987.
13. Динамика ядерных реакторов/Под ред. Я.В. Шевелева. - М.: Энергоатомиздат, 1990.
14. Гулевич А.В., Кухарчук О.Ф., Полевой В.Б., Пупко С.В. Применение интегральной модели нейтронной кинетики к расчету многозонных размножающих систем. Препринт ФЭИ-2129. - Обнинск, 1990.
15. Румянцев Г.Я. Расчет нестационарного распределения нейтронов в приближении «мгновенного скачка». Препринт ФЭИ-2458. - Обнинск, 1995.
16. Безбородов А.А., Волков А.В., Ганина С.М., Гинкин В.П., Кузнецов И.А., Троянова Н.М., Швецов Ю.Е. Программа совместного решения уравнений пространственно-временного переноса нейтронов и теплогидравлических нестационарных и аварийных процессов в быстрых реакторах. Препринт ФЭИ-2637. - Обнинск, 1997.
17. Забродская С.В., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Данные по запаздывающим нейтронам в системе константного обеспечения БНАБ-93.//ВАНТ. Сер. Яд. Константы. - 1998. - Вып.1. - С. 21-27.
18. Колесов В.Ф. Аперiodические импульсные реакторы. - Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 1999.
19. Абрамов Б.Д. Некоторые вопросы математического моделирования кинетики реакторов. Препринт ФЭИ - 2778. - Обнинск, 1999.
20. Абрамов Б.Д., Данилычев А.В., Стогов В.Ю., Сулов И.Р. Вопросы моделирования кинетики гетерогенных зон с различными видами топлива в точечном приближении. Препринт ФЭИ-2855. - Обнинск, 2000.
21. Абрамов Б.Д. Некоторые обобщения уравнений кинетики реактора. Препринт ФЭИ- 2875. - Обнинск, 2001.

Поступила в редакцию 26.03.2001

РАСЧЕТНЫЙ БЕНЧМАРК - ТЕСТОВАЯ МОДЕЛЬ РЕАКТОРА БР-10

А.В. Ляпин, Н.А. Прохорова, Э.П. Попов, С.В. Забродская,

А.Г. Цикунов

ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



В настоящей статье предлагается в качестве международного бенчмарка тестовая модель быстрого реактора БР-10 для обмена результатами расчета радиационных характеристик облученных материалов этой модели. Цель этого бенчмарка увеличить точность и надежность вышеупомянутых характеристик путем сравнения различных систем констант и расчетных программ.

За последние годы в странах, развивающих ядерную энергетику, большое количество реакторов первого поколения выработали свой ресурс и выводятся или уже выведены из эксплуатации.

Для обеспечения радиационной безопасности вывода из эксплуатации реакторных установок необходимо точное знание радиационных характеристик облученных и загрязненных материалов.

Во многих странах созданы или создаются программные комплексы для расчета радиационных характеристик облученных материалов.

Выбор международных тестовых моделей реактора, расчет по различным системам констант и расчетным программам, обмен результатами расчета выбранных моделей позволят заинтересованным группам расчетчиков увеличить точность и надежность расчетов вышеуказанных характеристик.

В настоящем документе предлагается в качестве международного бенчмарка тестовая модель быстрого реактора БР-10 для обмена результатами расчета радиационных характеристик облученных материалов этой модели.

При выборе конкретной модели реактора БР-10 учитывалось условие возможности сравнения результатов расчета с имеющимися и запланированными для получения в будущем экспериментальными результатами по облученным материалам. Поэтому несмотря на упрощение модели реактора и истории облучения материалов расчеты величин активности долгоживущих радионуклидов должны быть близки к экспериментальным результатам.

В тестовой модели предлагается рассчитать активность материалов двух групп оборудования, имеющих различную историю облучения из-за модернизации реактора, проведенной в 1980-1982 гг.

Модернизация реактора была вызвана необходимостью смены корпуса реактора, набравшего величину флюенса $\sim 8.0E+22$ н/см². Кроме корпуса реактора было заменено оборудование, размещенное внутри этого корпуса (поворотная пробка и др.), и органы управления (КЦ). Эта группа оборудования облучалась примерно 20,7 года при средней мощности реактора ~ 1.7 МВт.

© *А.В. Ляпин, Н.А. Прохорова, Э.П. Попов, С.В. Забродская, А.Г. Цикунов, 2001*

Ко второй группе отнесено оборудование и боковая защита, которые не заменялись во время капитального ремонта. Материалы этой группы дополнительно будут подвергаться облучению примерно 20,6 года при средней мощности реактора ~2.58 МВт (при предположении работы реактора до конца 2003 г.).

ТЕСТОВАЯ МОДЕЛЬ РЕАКТОРА БР-10

На рис. 1 приведена расчетная RZ-модель активной зоны и защиты реактора БР-10, которую предлагается использовать для расчетов нейтронных полей и величин активности материалов. Источником нейтронов является активная зона № 1. На внешних границах предполагается вакуум.

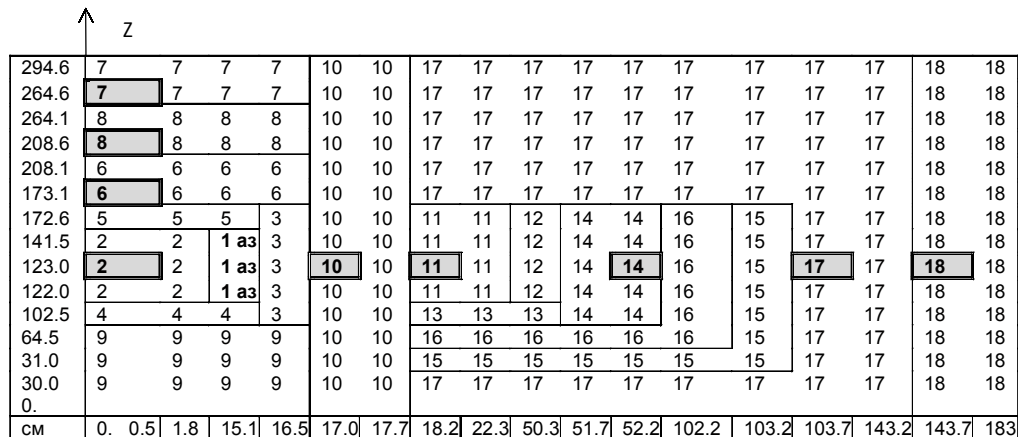


Рис. 1. Расчетная RZ-модель реактора БР-10:

- 1 - активная зона (а.з.);
- 2 - центральная петля;
- 3, 4 - никелевая корзинка;
- 5 - верхний торцевой экран ТВС;
- 6, 7 - поворотная пробка с защитой;
- 8 - поворотная пробка с защитой из карбида бора;
- 9 - нижние конструкции реактора;
- 10 - корпус и кожух реактора;
- 11 - компенсирующий цилиндр (КЦ);
- 12, 13 - боковой никелевый экран;
- 14 - внутренняя обечайка корпуса бака с водой;
- 15 - внешняя обечайка корпуса бака с водой;
- 16 - защита из воды;
- 17 - защита из чугуна;
- 18 - защита из тяжелого бетона

Таблица 1

Химический состав зон расчетной модели реактора БР-10 (×10²⁴ ядер/см³)

№зоны	1	2	3	4	5	6, 7	8	9
Т К	1300	800	600	600	800	600	600	600
Pu239	.600e-2	0.	0.	0.	0.	0.	0.	0.
Pu240	.317e-3	0.	0.	0.	0.	0.	0.	0.
Pu241	.190e-4	0.	0.	0.	0.	0.	0.	0.
O	.146e-1	0.	0.	0.	0.	0.	0.	0.
Na	.748e-2	.156e-1	0.	.101e-2	.953e-2	0.	0.	.798e-2
Fe	.138e-1	.177e-1	0.	.304e-2	.241e-1	.594e-1	0.	.226e-1
Cr	.334e-2	.489e-2	0.	.791e-3	.587e-2	.164e-1	0.	.525e-2
Ni	.310e-2	.216e-2	.898e-1	.657e-2	.332e-2	.725e-2	0.	.258e-2
Mo	.627e-3	0.	0.	0.	.377e-3	0.	0.	0.
Mn	0.	.358e-3	0.	0.	0.	.120e-2	0.	0.
B-10	0.	0.	0.	0.	0.	0.	.105e-1	0.
B-11	0.	0.	0.	0.	0.	0.	.419e-1	0.
C	0.	0.	0.	0.	0.	0.	.131e-1	0.

Продолжение табл. 1

№зоны	10	11	12	13	14, 15	16	17	18
Т К	600	600	600	600	600	330	600	600
O	0.	0.	0.	0.	0.	.334e-1	0.	.267e-1
Fe	.594e-1	0.	0.	0.	.594e-1	0.	.713e-1	.308e-1
Cr	.164e-1	0.	0.	0.	.164e-1	0.	0.	0.
Ni	.725e-2	.898e-1	.776e-1	.256e-1	.725e-2	0.	0.	0.
Mn	.120e-2	0.	0.	0.	.120e-2	0.	.623e-3	0.
C	0.	0.	0.	0.	0.	0.	.143e-1	0.
H	0.	0.	0.	0.	0.	.669e-1	0.	.519e-2
Si	0.	0.	0.	0.	0.	0.	.305e-2	.738e-2
Ca	0.	0.	0.	0.	0.	0.	0.	.421e-2
N	0.	0.	0.	0.	0.	0.	0.	.185e-2
Al	0.	0.	0.	0.	0.	0.	0.	.106e-2

На этом же рисунке приведены размеры зон (в сантиметрах) в боковом и осевом направлениях.

В табл. 1 приведены концентрации основных элементов в зонах расчетной модели реактора БР-10 (рис.1) и температуры зон в градусах Кельвина.

ВЫБОР ЗОН ДЛЯ РАСЧЕТА

Чтобы иметь возможность использовать программы с различными методами решения уравнения переноса нейтронов (включая и метод Монте Карло) для тестовых расчетов нейтронных потоков и величин активности элементов выбраны несколько зон малого объема (вместо точек) в радиальном и осевом направлениях. В выбранных зонах присутствуют основные материалы, из которых выполнены оборудование и защита реактора (нержавеющая сталь, никель, чугун, карбид бора и тяжелый бетон).

Выбранные зоны на рис. 1 выделены двойными рамками и заливкой, их радиальные и осевые координаты приведены в табл. 2. Отсчет координат зон в осевом направлении производится от низа модели (рис.1).

Таблица 2

Радиальные и осевые координаты зон для тестового расчета

№ зоны	Радиальное направление						Осевое направление		
	2	10	11	14	17	18	6	7	8
Коорд. R, см	0.0-0.5	16.5-17.0	17.7-18.2	51.7-52.2	103.2-103.7	143.2-143.7	0.0-0.5	0.0-0.5	0.0-0.5
Коорд. Z, см	122.0-123.0	122.0-123.0	122.0-123.0	122.0-123.0	122.0-123.0	122.0-123.0	172.6-173.1	264.1-264.6	208.1-208.6

НАБОРЫ ЭЛЕМЕНТОВ В ТЕСТОВЫХ ЗОНАХ ДЛЯ ОЦЕНКИ АКТИВНОСТИ. СОДЕРЖАНИЕ ЭЛЕМЕНТОВ В МАТЕРИАЛАХ ЗОН

В табл. 3 приведены наборы элементов в выбранных зонах, активность которых необходимо рассчитать, предполагая, что содержание этих элементов в материалах равно **одному весовому проценту** от плотности материала соответствующей зоны. В таблице вышеназванные элементы отмечены особым признаком: (1.0).

Набор элементов в зоне № 2 увеличен для того, чтобы иметь возможность провести анализ (если возникнет необходимость или желание) активности натриевого теплоносителя (от коррозии материалов и от примесей в натрии).

В этой же таблице приведено близкое к реальности содержание (в вес. %) основных и примесных элементов в материалах зон. Содержание основных и легирующих элементов взято из справочников, а содержание примесей определено экспертным способом. Эти данные необходимы для оценки удельной активности материалов зон. Если имеются достоверные данные содержания какой-либо примеси в материалах, которые существенно влияют на активность материала, их рекомендуется использовать в своих

Таблица 3

Содержание основных и примесных элементов в материалах выбранных зон расчетной модели реактора БР-10, (вес. %)

№ зоны	2		6, 7, 10, 14		11		17		18		8	
Материал зоны	Сталь ЭИ-847		Сталь Х18Н9Т		Никель		Чугун		Тяжелый бетон		Карбид бора	
Плотность материала, г/см ³	7.85		7.85		8.75		7.1		4.3		1.35	
Элементы	Весовые проценты											
H	0.	(1.0)**	0.		0.		0.		0.2	(1.0)	0.	
Li	0.	(1.0)	0.		0.		0.		2.0e-3	(1.0)	0.	
B	0.	(1.0)	0.		0.		0.		0.		77.3	(1.0)
C	0.	(1.0)	0.1	(1.0)	0.1	(1.0)	4.0	(1.0)	0.		22.2	(1.0)
N	0.	(1.0)	0.		0.		0.		1.2	(1.0)	0.	
O	0.	(1.0)	0.		0.		0.		16.5	(1.0)	0.	
Na	0.	(1.0)	0.		0.		0.		0.		0.	
Al	0.	(1.0)	0.		0.		0.		1.1	(1.0)	2.0e-2	(1.0)
Si	0.6*	(1.0)	0.8	(1.0)	0.		2.0	(1.0)	8.0	(1.0)	2.0e-3	(1.0)
Cl	0.	(1.0)	0.		0.		0.		0.		0.	
K	0.	(1.0)	0.		0.		0.		0.		0.	
Ca	0.	(1.0)	0.		0.		0.		6.5	(1.0)	2.0e-3	(1.0)
Cr	16.0	(1.0)	18.0	(1.0)	0.		0.		0.2	(1.0)	1.0e-2	(1.0)
Mn	0.5	(1.0)	2.0	(1.0)	0.5	(1.0)	0.8	(1.0)	0.2	(1.0)	1.0e-2	(1.0)
Fe	64.6	(1.0)	70.1	(1.0)	1.0	(1.0)	93.0	(1.0)	66.3	(1.0)	1.0e-2	(1.0)
Co	2.0e-2	(1.0)	2.0e-2	(1.0)	6.0e-2	(1.0)	5.0e-3	(1.0)	5.0e-3	(1.0)	3.0e-3	(1.0)
Ni	15.0	(1.0)	9.0	(1.0)	98.5	(1.0)	0.		0.2	(1.0)	1.0e-2	(1.0)
Cu	0.	(1.0)	0.		0.		0.		0.		0.	
Zn	0.	(1.0)	0.		0.		0.		0.		0.	
Nb	0.7	(1.0)	2.5e-3	(1.0)	2.5e-3	(1.0)	1.0e-3	(1.0)	1.0e-3	(1.0)	1.0e-5	(1.0)
Mo	2.5	(1.0)	0.		0.		0.		0.		0.	
Ag	0.	(1.0)	0.		0.		0.		0.		0.	
Cd	0.	(1.0)	0.		0.		0.		0.		0.	
Sn	0.	(1.0)	0.		0.		0.		0.		0.	
Cs	0.	(1.0)	0.		0.		0.		1.0e-4	(1.0)	0.	
Ba	0.	(1.0)	0.		0.		0.		0.		0.	
Ta	0.	(1.0)	0.		0.		0.		0.		0.	
Sm	0.	(1.0)	0.		0.		0.		0.		0.	
Eu	1.0e-5	(1.0)	1.0e-5	(1.0)	1.0e-5	(1.0)	1.0e-5	(1.0)	1.0e-5	(1.0)	0.	
Th	0.	(1.0)	0.		0.		0.		0.		0.	
U	0.	(1.0)	0.		0.		0.		0.		0.	

Примечание. * - содержание элементов в материалах (взято из справочников, либо определено экспертным способом); ** - признак, указывающий на необходимость проведения расчета активности в предположении, что содержание этого элемента в материале равно 1 весовому проценту от плотности материала.

расчетах и информировать других участников расчета теста с целью уточнения сведений об основных примесях материалов.

В табл. 3 приведены названия материалов, их плотности (г/см^3) и номера зон, в которых указанные материалы присутствуют. Номера зон соответствуют номерам зон модели реактора, приведенной на рис. 1.

Истории облучения двух групп материалов зон приведены в табл. 4.

Таблица 4

Мощность реактора и время работы реактора для двух групп материалов

1 группа материалов (зоны 2, 6,7,8,10, 11)		2 группа материалов (зоны 14, 17, 18)	
Мощность реактора, МВт тепл.	Продолжительность работы, год	Мощность реактора, МВт тепл.	Продолжительность работы и остановки, год
1.7	20.7	1.7	20.7
-	-	0.0	2.6
-	-	2.58	20.6

НАБОР ДОЛГОЖИВУЩИХ ПРОДУКТОВ АКТИВАЦИИ ЭЛЕМЕНТОВ ДЛЯ РАСЧЕТА АКТИВНОСТИ ЭЛЕМЕНТОВ И МАТЕРИАЛОВ

Для уменьшения объема расчетной информации для сравнения предлагается ориентироваться главным образом на радионуклиды с периодом полураспада более одного года.

В табл. 5 приведен минимальный набор долгоживущих радионуклидов, которые образуются в результате активации элементов. Этот набор можно расширить, если появится необходимость.

РАСЧЕТНЫЕ ФУНКЦИОНАЛЫ ДЛЯ СРАВНЕНИЯ

Групповые спектры нейтронов

Для девяти зон, приведенных в табл. 2, представить

- групповые спектры нейтронов, нормированные на единицу;
- абсолютные значения плотности потока нейтронов для мощности реактора 1.7 МВт тепл.

Для представления потока нейтронов рекомендуется 28-групповое представление энергии нейтронов, принятое в системе групповых констант БНАБ [2], которое приводится в табл. 6; можно использовать и другие групповые представления.

УДЕЛЬНАЯ АКТИВНОСТЬ ПРОДУКТОВ АКТИВАЦИИ ЭЛЕМЕНТОВ

Для девяти зон (табл. 2) выдать удельную активность (Бк/г материала) продуктов активации элементов, содержание которых равно по **1 вес. %** от материала выделенных зон. Список элементов указан в табл. 3, а их продукты активации - в табл. 5.

Для расчета активности элементов в зонах используются групповые потоки, усредненные по объему соответствующих выбранных зон.

Изотопный состав элементов в естественной смеси и периоды полураспада рекомендуется брать из [1].

История облучения элементов материала берется из табл. 4. Необходимо отметить, что материалы разбиты на две группы в зависимости от истории своего облучения.

Результаты расчета активности приводятся для следующих времен выдержки после облучения: 1, 10, 50, 100, 1000 лет.

В качестве примера представления результатов расчетов активности элементов мо-

Таблица 5

Набор долгоживущих продуктов активации элементов для расчета активности элементов и материалов

№	Элементы	Продукты активации элементов
1	H	H3
2	Li	H3
3	B	H3, Be10
4	C	C14, Be10
5	N	C14
6	O	C14
7	Na	Na22
8	Al	Al26
9	Si	Si32+P32*
10	Cl	Cl36, Ar39
11	K	Ar39, Cl36
12	Ca	Ca41, Ar39
13	Cr	Cr51**, V49**
14	Mn	Mn54**, Mn53
15	Fe	Fe55, Fe60+Co60
16	Co	Co60, Fe60+Co60
17	Ni	Ni59, Ni63, Co60
18	Cu	Ni63
19	Zn	Zn65**, Ni63
20	Nb	Nb93m, Nb94
21	Mo	Mo93, Nb93m, Tc99
22	Ag	Ag110m**, Ag108m, Ag108, Pd107
23	Cd	Cd113m, Ag108m, Ag108
24	Sn	Sn121m, Cd113m
25	Cs	Cs134, Cs135, Ba133
26	Ba	Ba133, Cs134, Cs135, Cs137+Ba137m,
27	Ta	Ta182**
28	Sm	Sm151, Pm145, Eu155
29	Eu	Eu152, Eu154, Eu155, Sm151
30	Th	U233, Th228, U232, U234, Pa231, Cs137+Ba137m, Sr90+Y90, Sm151, Kr85, Tc99
31	U	Pu239, Pu241, Pu240, Am241, Pu238, Cs137+Ba137m, Sr90+Y90, Sm151, Kr85, Tc99

Примечание * - материнские радионуклиды находятся в равновесии с дочерними; ** - радионуклиды с периодом полураспада меньше года

жет служить табл. 7 для материала зоны № 6. Такая таблица оформляется для каждой зоны (всего 9 штук).

Таблица 6

**Нейтронные спектры по зонам
(нейтр/см²·сек)**

№ груп.	Верхняя граница, МэВ	Номера зон									
		2	10	11	14	17	18	6	7	8	
1	20										
2	13.9818										
3	10.5										
4	6.5										
5	4.0										
6	2.5										
7	1.4										
8	0.8										
9	0.4										
10	200.0-3										
11	100.0-3										
12	46.4159-3										
13	21.5443-3										
14	10.0-3										
15	4.64159-3										
16	2.15443-3										
17	1000.0-6										
18	464.1589-6										
19	215.4434-6										
20	100.0-6										
21	46.41589-6										
22	21.54434-6										
23	10.0-6										
24	4.641589-6										
25	2.154434-6										
26	1.0-6										
27	0.4641589-6										
28	2.15443-7										
Σ											

Примечание. При представлении результатов указать используемую систему данных и расчетную программу

УДЕЛЬНАЯ АКТИВНОСТЬ МАТЕРИАЛОВ

После проведения расчетов удельной активности продуктов активации элементов, содержание которых равно по **1 вес. %** от материала выделенных зон, можно оценить удельную активность соответствующего материала.

Активность материала находится суммированием удельных активностей продуктов активации элементов соответствующих материалов, взятых с реальным весом содержания элементов в этом материале. Содержание элементов в материале берется из табл. 3.

Результаты расчета удельной активности материала (Бк/г материала) в зависимости от принятых времен выдержек приводятся в последней строке таблиц, например, как указано в табл. 7.

Таблица 7

Удельная активность продуктов активации элементов материала X18H9T зоны № 6 в зависимости от времени выдержки, Бк/г материала

Элемент*	Продукт* активации	Время выдержки, год				
		1	10	50	100	1000
C	C14					
	Be10					
Mn	Mn53					
	Mn54					
Fe	Fe55					
	Fe60+Co60					
Co	Co60					
	Fe60+Co60					
Ni	Ni59					
	Ni63					
	Co60					
Nb	Nb93m					
	Nb94					
Eu	Eu152					
	Eu154					
	Eu155					
	Sm151					
Материал - сталь X18H9T						

Примечание * - в этой таблице приводится содержание изотопов в естественной смеси, а также периоды полураспада продуктов активации в случае, когда они не совпадают с предложенным источником данных [1].

Литература

1. Pfenning G., Klewe-Nebenius H., Seelmann-Eggebert W. Chart of the Nuclides. 6 Edition, November 1995.
2. Мантуров Г.Н. и др. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1. Групповые константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучения// Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, Вып.1. - М. ЦНИИАИ, 1996. - С. 59.

Поступила в редакцию 22.05.2001

РАСЧЕТНЫЙ БЕНЧМАРК ПО АКТИВАЦИИ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА АМ

Р.И. Мухамадеев, А.Л. Суворов

ГНЦ РФ-Ф изико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г.Обнинск



В статье приводится описание разработанного расчетного бенчмарка по выводу из эксплуатации Первой АЭС. В бенчмарке предлагается рассчитать два основных функционала: 1) абсолютные плотности потока нейтронов (в функции энергии нейтронов и расстояний от активной зоны); 2) удельная наведенная за время работы активность (в функции расстояния от активной зоны и времени после останова реактора).

В настоящее время все большую актуальность приобретает проблема вывода из эксплуатации реакторов, выработавших свой ресурс. С этой проблемой связаны корректная оценка накопленной активности, определение сроков выдержки и рациональное построение планов демонтажа и кондиционирования радиоактивных отходов.

Корректная оценка накопленной активности - отправная точка построения плана вывода из эксплуатации. К настоящему моменту созданы и используются различные коды [1-4], часть из которых позволяет проводить расчеты переноса излучений и оценивать изменение во времени изотопного состава конструкционных материалов. Использование бенчмарков для тестирования кодов дает возможность повысить надежность результатов и улучшать функциональность кодов.

Предлагается использовать в качестве бенчмарка одномерную модель боковой защиты реактора АМ для расчета радиационных и активационных функционалов и последующего обмена результатами с целью сравнительного анализа используемых библиотек констант и возможностей кодов.

АМ - исследовательский уран-графитовый реактор с водяным теплоносителем. Введен в эксплуатацию в июне 1954 г., проработал более 45 лет. Полная энерговыработка составляет 2570 ГВт-час. Реактор АМ использовался для испытаний новых типов ТВС, производства радионуклидов и радиофармпрепаратов.

На рис.1 показан вертикальный разрез реактора. Основным конструктивным элементом реактора является графитовая кладка, представляющая собой вертикальный цилиндр диаметром 3 м и высотой 4.5 м. Ее центральная часть диаметром 1.5 м и высотой 1.7 м представляет собой активную зону. Она состоит из 151 шестигранных колонн с отверстиями диаметром 65 мм. Эти отверстия предназначены для 128 ТВС и 23 каналов РР и стержней АЗ. Ячейки графитовой кладки образуют треугольную решетку с шагом 120 мм. Толщина бокового отражателя равна 75 см, нижнего - 70 см, верхнего - 70 см.

© *Р.И. Мухамадеев, А.Л. Суворов, 2001*

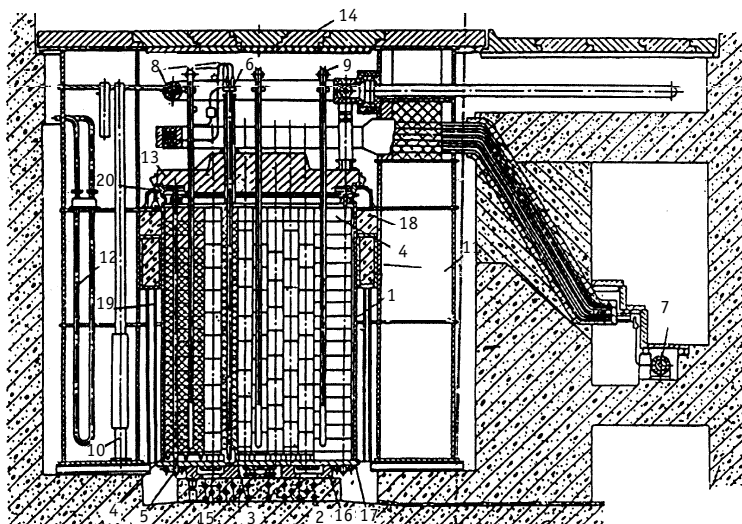


Рис.1. Схема реактора АМ:

- | | |
|--|---------------------------------------|
| 1- кожух реактора | 11 - бак водной защиты |
| 2 - система охлаждения бетона нижней плиты | 12 - система охлаждения ББЗ |
| 3 - активная зона | 13 - верхняя плита |
| 4 - отражатель | 14 - верхняя защита (чугун) |
| 5 - система охлаждения отражателя | 15 - система охлаждения опорной плиты |
| 6 - топливная сборка | 16 - нижние опоры |
| 7 - входной коллектор | 17 - нижняя плита |
| 8 - выходной коллектор | 18 - бетон верхней защиты |
| 9 - стержень управления | 19 - опоры верхней бетонной защиты |
| 10 - ионизационная камера | 20 - фланец кожуха |

Верхняя радиационная защита над верхним отражателем состоит из слоя графита 140 см и чугуна 70 см (блоки высотой 20 см и верхняя плита). Толщина верхней плиты над блоками выше бокового отражателя равна 25 см. Верхняя защита трубопроводов с теплоносителем - 20 см чугуна.

Кладка реактора заключена в цилиндрический стальной кожух. Боковая защита: водяной бак - 100 см, бетон - 300 см. Между кожухом и водяным баком находится верхняя бетонная защита (45 × 120 см). Нижняя стальная плита, нижняя плита и ее опоры (чугун) и бетонное основание расположены под реактором.

ЗАДАЧА 1А. РЕАКТОР АМ – ИСТОЧНИК ИЗЛУЧЕНИЯ, ПЕРЕНОС НЕЙТРОНОВ В БОКОВОЙ ЗАЩИТЕ

1. Тип задачи – плоская бесконечная геометрия

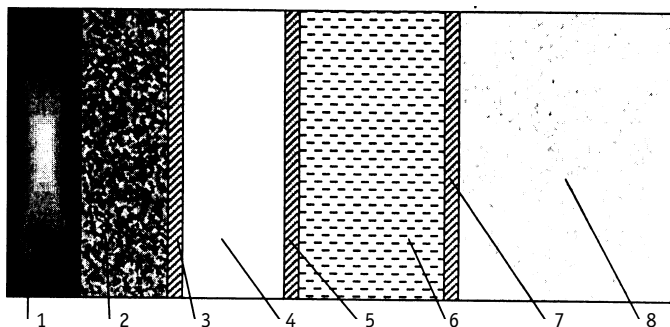


Рис.2. Расчетная схема задачи: 1 - активная зона; 2 - отражатель; 3 - кожух реактора; 4 - монтажное пространство; 5 - внутренняя стенка ББЗ; 6 - вода; 7 - наружная стенка ББЗ; 8 - бетонная защита

Таблица 1

**Размер зон и их соответствие
материальному составу композиций**

Геометрическая зона	Размер (толщина), см	Композиция
Активная зона	75	1
Отражатель	75	2
Кожух реактора	0.8	3
Монтажное пространство	90	4
Внутренняя стенка ББЗ	1.2	3
Вода	100	5
Наружная стенка ББЗ	1.2	3
Бетонная защита*	300	6

Примечание. * - расчет производить для первых 100 см

2. Спектр источника и его мощность:

- источник равномерно распределен по объему активной зоны;
- число делений в $1 \text{ см}^3/\text{с } Q_v = 4.518 \times 10^{10}$.

3. Граничные условия:

- левая граница - зеркальное отражение (условие симметрии);
- правая граница - вакуум.

4. Материальный состав зон ($\times 10^{24}$ ядер/ см^3):

- композиция 1 - источник (активная зона);
- композиция 2 – отражатель;
- композиция 3 – воздух;
- композиция 4 – сталь;
- композиция 5 – вода;
- композиция 6 - бетон строительный.

Для элементов (если не оговорено особо) принят естественный* изотопный состав.

Таблица 2

**Материальный состав композиций
($\times 10^{24}$ ядер/ см^3)**

	1	2	3	4	5	6
H					.067	.655E-02
C	.0770	.0803				
N			.3910E-04			
O			.1045E-04		.0335	.458E-01
Si						.153E-01
Al						.225E-02
Ca						.226E-02
Fe				.08480		.139E-02
Ni				.6692E-04		
Nb				.5100E-06		
²³⁵ U	.1868E-04					
²³⁸ U	.2926E-03					
Плотность, г/ см^3		1.6	1.3×10^{-3}	7.8	1	2.2

* Поскольку естественный изотопный состав в разных справочниках и программных комплексах может варьироваться в достаточно широких пределах, то для унификации нормировки принят естественный изотопный состав элементов из справочника «Handbook of Nuclear Activation Data». Technical Reports Series № 273. IAEA. - Vienna, 1987

5. Температура

Зона	Температура, °C
Активная зона	450
Отражатель	330
Кожух реактора	200
Монтажное пространство	20
Передняя стенка ББЗ	20
Вода	20
Задняя стенка ББЗ	20
Бетонная защита	20

6. Расчетный функционал

• спектры (абсолютные значения плотности потока нейтронов во всем рассчитанном энергетическом диапазоне) на границах геометрических зон (подобласть 1 см на правой и левой границах) и усредненные по геометрическим зонам.

ЗАДАЧА 1 Б. ОЦЕНКА АКТИВНОСТИ МАТЕРИАЛОВ ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА АМ

1. Для расчетов активации состав микропримесей в ppm (part per million – весовой процент содержания примеси, иначе говоря, грамм примеси на одну тонну материала) в материальных композициях принять соответствующим табл. 3, при этом изотопный состав элементов соответствует естественному*.

Таблица 3

Микропримеси (в ppm) в материальных композициях

Элемент	1	2	4	5	6
Li	1	1			
Ca	1	1		1	1
N	1	1			
C	1	1			
Cl	1	1			
Fe			1	1	1
Ni	1	1	1	1	1
Co	1	1	1	1	1
Nb			1	1	
Ag	1	1	1	1	
Cs	1	1			
Eu	1	1			1
Sm	1	1			

2. Временные параметры

Предлагаются 2 варианта расчетных заданий распределению плотности делений по активной зоне (при равномерном распределении плотности делений по активной зоне).

2.1. Постоянная мощность (соответствует $Q_v = 3.590 \times 10^{10}$ делений в $1 \text{ см}^3/\text{с}$) - время облучения 50 лет.

2.2. Мощность меняется во времени (табл.4).

2.3. Времена выдержки 0, 25, 75, 100 лет в обоих вариантах расчета.

3. Расчетный функционал

• удельная активность (Бк/г) продуктов активации (с $T_{1/2} > 1$ года) в заданные моменты времени на границах зон защиты (подобласть 1 см на правой и левой границах)

Таблица 4

№ временного интервала	Время работы, лет	Удельная мощность, делений в 1см ³ /с	Примечание
1	15	4.518x10 ¹⁰	—
2	3	0.0	Реконструкция
3	15	4.030x10 ¹⁰	—
4	3	0.0	Реконструкция
5	14	3.664x10 ¹⁰	—

и средняя по каждой зоне.

ФОРМАТ ВЫДАЧИ

Названия программных кодов и константных библиотек, использовавшихся для расчетов. Таблицы (по активности изотопов) группируются по времени выдержки, зоне и варианту рассмотрения облучения.

Пример

MCNP-4C + ENDF/B-VI для расчета переноса нейтронов, ORIGEN-S (Scale 4.3) для расчетов активации.

Облучение - постоянная мощность (или мощность изменялась в соответствии с табл. 4).
Время выдержки X лет.

Зона (физическая)	Изотоп	Активность, Бк/г		
		Левая граница	Средняя	Правая граница
2	631520	1.0E+08	1.0E+07	1.0E+06
2	631540	3.7E+08	3.7E+07	3.7E+06

Список изотопов (общий для всех материальных композиций), для которых необходима выдача активности (в случае присутствия родительских изотопов):

10030	60140	170360	170380	200410	260590	270600	280590	280630	410930
410950	471081	471080	471101	260550	551340	621530	621550	631520	631540
631550	641590	651600		471100	621510				

Литература

1. *Croff A. G.* ORIGEN-2 : A Versatile Computer Code for Calculating the Nudide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials//Nucl. Tech. – 1983. - № 62. - P. 335-352.
2. *Hermann O. W., Westfall R. M.* ORIGEN-S Scale System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms, NUREG/CR-0200. ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R6. September 1998.
3. *Николаев М.Н., Цибуля А.М., Блыскавка А.А., Забродская С.В., Кощеев В.Н., Мантуров Г.Н., Рожихин Е.В., Хомяков Ю.С., Цибуля А.А.* Система компьютерного анализа для лицензирования ядерной безопасности на предприятиях атомной промышленности -система СКАЛА: Отчет ГНЦ РФ-ФЭИ. – Обнинск: ФЭИ, (в печати), 2000.
4. *Суворов А.П., Мухамадеев Р.И.* Программный комплекс SABINE-3.1 для расчета переноса нейтронов и фотонов в радиационной защите, параметров ее активации и доз облучения: Отчет ГНЦ РФ-ФЭИ № 10174. – Обнинск: ФЭИ, 1999.

Поступила в редакцию 21.05.2001

CALCULATIONS OF NETRONIC CHARACTERISTICS OF EAP-80 REACTOR

P. Pereslavl'tsev, D. Sahrai

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск



Проведено исследование подкритического реактора с загрузкой различного топлива в активную зону. В качестве топлива были рассмотрены композиции, изготовленные для реактора Суперфеникс, и высокообогащенное топливо, произведенное для реактора на быстрых нейтрона типа SNR. Неравномерности в энерговыделении в этом случае могут быть уменьшены за счет замены пустых топливных кассет во внешних рядах активной зоны на жидкий теплоноситель из эвтектики свинец-висмут.

BACKGROUND

The main goal of the EAP-80 reactor [1,2] is to establish and demonstrate reliable connection between the proton accelerator, the spallation module and the subcritical reactor. In other words, the reason for constructing a prototype reactor is to prove the feasibility of the subcritical device. One of the attractive features of the EAP-80 project is to make use of the nuclear fuel not claimed in commercial reactors nowadays. The fast breeder reactor program seems to be on the decline in the European community. It is natural to look for ADS system fuel at first within this program.

The investigations performed in searching for the fuel available for utilisation in EAP-80 allowed to consider two types of the fuel:

- plutonium enriched fuel made for the Superphenix (SPX, France) breeder reactor.
- plutonium enriched fuel made for the SNR-300 (Germany) breeder reactor;

The fuel of both types is already fabricated and could in principal be used to charge the EAP-80 reactor core. The question arises at once: what kind of the existing fuel should be use for a subcritical reactor? It is possible to charge the EAP-80 core with the fuel of one type, but there exists a certain opportunity to combine these two types to find an optimal solution.

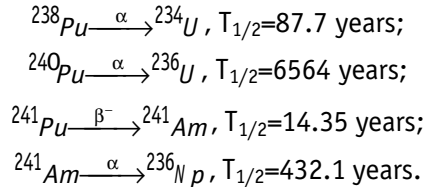
INTRODUCTION

The EAP-80 principal design was elaborated as a result of previous investigations. Nevertheless, some questions exist. For example, the EAP-80 reactor core charged with SPX fuel only does not meet the planned parameter, namely: the k_{eff} value of about 0.984 and energy production 80 MWt(h) [2]. This situation could be corrected both by application of an extra number of the SPX fuel elements and by arrangement in the core of some elements with the SNR fuel, the geometry of the core remaining unchanged.

The expected increase in the k_{eff} value in the reactor charged with different fuels could lead to rather difficult reactor refuelling procedure. Thus, the application of the alternative fuels in the EAP-80 should be investigated from several points of view. But in any case, the choice of the core configuration should be made in accordance with safety reasons only.

FUEL COMPOSITIONS

The fuel of the SNR type has been made for the German fast breeder reactor program [3]. Since this fuel was manufactured between 1978 and 1985 the original isotopic, composition has significantly changed during storage. The main nuclear transformations taking place in the SNR-300 fuel are listed below:



At present there are two kinds of fuel bundles of the SNR-300 type available for possible usage in EAP-80. These types of the fuel were supposed to be charged in the core zone to meet the project requirements and to flatten out the radial energy distribution over the core. The enrichment of these fuels is about 24% and 35 % of PuO₂ respectively. In general, the total number of 205 fuel assemblies available for the SNR-300 makes feasible the load of the EAP-80 active region with either 1st type or 2nd type fuel only.

Nuclide transformations simulations in both types of the fuel were implemented with the ORIGEN2 [4] nuclide generation and depletion code. Some improvements were made in this code to make it suitable for solving activation task of arbitrary size, i.e. for calculations of the transformations of any nuclide compositions irradiated with arbitrary particle spectrum. The starting point was chosen to be 01.07.1996 as specified in [3]. The results of the fuel composition calculations are presented in Tables 1 and 2. As stated above, the fuel was fabricated between 1978 and 1985. For such uncertain conditions it was difficult to find reasonable values for ²³⁴U, ²³⁶U and ²³⁷Np concentrations for the moment of 01.07.1996. So, it was supposed that concentrations of these nuclides were zero at the starting point.

Table 1

Core zone C1 (Magnox) fuel composition of the SNR-300 reactor

Material	01.07.1996	01.07.1998	01.07.2000
Weight fractions, %			
UO ₂	75.601	75.603	75.606
PuO ₂	23.902	23.878	23.856
²³⁷ NpO ₂	0.	0.002	0.003
²⁴¹ AmO ₂	0.497	0.517	0.535
Atomic fractions relative to total U %			
²³⁴ U	0.	0.0005	0.001
²³⁵ U	0.26	0.2614	0.263
²³⁶ U	0.	0.0012	0.002
²³⁸ U	99.74	99.7369	99.734
Atomic fractions relative to total Pu, %			
²³⁸ Pu	0.10	0.0985	0.097
²³⁹ Pu	80.26	80.3364	80.406
²⁴⁰ Pu	18.15	18.1645	18.178
²⁴¹ Pu	0.99	0.9001	0.818
²⁴² Pu	0.50	0.5005	0.501

Table 2

Core zone C2 (LWR) fuel composition of the SNR-300 reactor

Material	01.07.1996	01.07.1998	01.07.2000
Weight fractions, %			
UO ₂	64.238	64.249	64.254
PuO ₂	34.604	34.521	34.442
²³⁷ NpO ₂	0.	0.004	0.008
²⁴¹ AmO ₂	1.158	1.226	1.296
Atomic fractions relative to total U %			
²³⁴ U	0.	0.003	0.006
²³⁵ U	0.73	0.732	0.734
²³⁶ U	0.	0.003	0.005
²³⁸ U	99.27	99.262	99.255
Atomic fractions relative to total Pu, %			
²³⁸ Pu	0.37	0.366	0.36
²³⁹ Pu	72.15	72.329	72.486
²⁴⁰ Pu	23.28	23.330	23.384
²⁴¹ Pu	2.56	2.331	2.122
²⁴² Pu	1.64	1.644	1.648

As was found in [3] the density of the fuel for the Superphenix (SPX) reactor was 10.407 g/cm³. To find the density value for the SNR fuels, some data were taken from reference book [6]. The following values were used for the calculations of the SNR fuel densities:

$$\begin{aligned} \rho(\text{UO}_2) &= 10.95 \text{ g/cm}^3; \\ \rho(\text{PuO}_2) &= 11.44 \text{ g/cm}^3; \\ \rho(\text{NpO}_2) &= 11.10 \text{ g/cm}^3; \\ \rho(\text{AmO}_2) &= 11.70 \text{ g/cm}^3. \end{aligned}$$

The concentrations of the isotopes in the fuel of the SPX reactor are listed in Table 3 [3,5]. It is to be stressed that no correction to the isotope depletions for the SPX fuel has been made since 31.01.98.

A brief analysis of the data presented in Tables 1-3 allows one to consider SNR C1 and SPX fuels as having insignificant differences. Nevertheless, there is a possibility of the SNR C1 fuel application in the EAP-80.

STRUCTURAL MATERIALS

The fuel elements in the EAP-80 reactor were assumed to be made of AISI-316 stainless steel. The composition of AISI 316 steel is presented in Table 4.

GEOMETRY OF THE FUEL BUNDLES

Since the geometry of EAP-80 has been set definitely as regards of the reactor design, there is no reason to modify it. The principal scheme of the EAP-80 design is presented in Fig.1. The reactor core "C" is surrounded with empty fuel boxes "B"

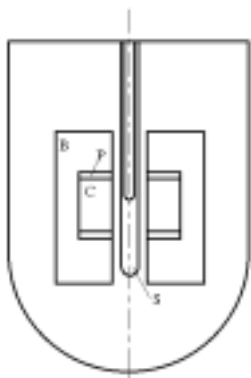


Fig.1. The EAP-80 principal scheme. "S" means the spallation module, "C" denotes the reactor core, "P" is the plenum region, "B" is the region with "boxes"

Fuel composition of the Superphenix reactor (SPX)

Table 3

Material	31.01.1998
Weight fraction, %	
UO ₂	79.486
PuO ₂	20.035
²³⁷ NpO ₂	0.0047
²⁴¹ AmO ₂	0.475
Atomic fraction relative to total U, %	
²³⁴ U	0.0043
²³⁵ U	0.5238
²³⁶ U	0.
²³⁸ U	99.4669
Atomic fraction relative to total Pu, %	
²³⁸ Pu	0.28
²³⁹ Pu	70.8407
²⁴⁰ Pu	24.9273
²⁴¹ Pu	2.6509
²⁴² Pu	1.3011

Table 4

Weight fraction composition of AISI 316 stainless steel

Fe	64.15
Cr	17.00
Ni	12.50
Mn	2.75
Mh	2.00
Si	1.00
Ti	0.60

(dummy assemblies without fuel rods). The tails of the fuel elements are placed in the plenum regions "P". The EAP-80 project design of the spallation module with a window for the accelerator vacuum tube was adopted for our studies. The configuration of the vacuum tube window is discussed in [7]. The geometry layout of the fuel pins and bundles used in our calculations is presented in Tables 5 and 6. The values in parenthesis correspond to the upper plenum.

Geometry parameters of the EAP-80 fuel rods

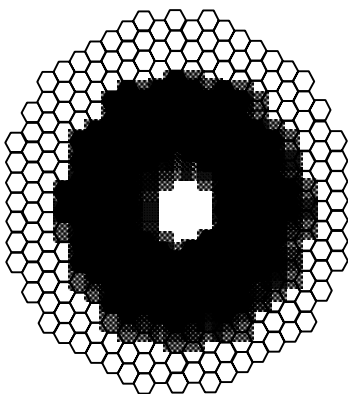
Table 5

Active region	
External cladding radius, mm	4.250
Cladding thickness, mm	0.565
Inner cladding radius, mm	3.685
Fuel pellet outer radius, mm	3.570
Fuel pellet inner radius, mm	0.900
Active length, mm	870.0
Lower plenum region	
External cladding radius, mm	4.250
Inner cladding radius, mm	3.000(3.685)
Height, mm	162(150)

The parameters of the EAP-80 fuel bundle

Table 6

Pitch between fuel pins, mm	13.4
Box internal flat-to-flat	129.6
Box thickness, mm	2.0
Box outer flat-to-flat, mm	133.6
Bundle gap, mm	4.0
Lattice flat-to-flat, mm	137.6
Total height of the element, mm	3680.0
Active fuel region, mm	870.0



○ Dumm y assembly

■ SPX fuel assembly

Fig.2. EAP-80 reference configuration

CALCULATIONS OF THE CRITICALITY FACTOR FOR THE REFERENCE CORE

Reactor layout

The arrangement of the fuel elements in the EAP-80 reactor is presented in Fig. 2. The fuel region of the reactor was composed of four full hexagonal rounds of the bundles, resulting in 108 elements. To improve the neutronics of the reactor, additional 12 elements were introduced in the 7th round. Thus, the total number of the fuel bundles is 120. As mentioned above, the skeleton of the fuel elements is to be filled with the Superphenix type of fissile composition (SPX), Table 3.

Nuclear data

The preliminary thermal-hydraulic calculations made allowed us to make the following conclusion: the temperatures in the reactor have several typical values. It was assumed that the averaged temperature in the fissile matrix is about 1000 K; the averaged temperature of the Pb-Bi eutectic, structural elements in all parts of the reactor except the active region (Table 4) is 550 K; and the averaged temperature of the coolant and claddings of the fuel pins and bundles in the active region is 700 K.

Due to the fact that the materials in the reactor are supposed to undergo different temperature stresses, the calculations of the neutronic characteristics of the EAP-80 should be performed on the basis of several streams of nuclear data. The most examined ENDF/B-VI library is widely used for the neutronic analysis. This library was used for the preparation of the specially formatted ACER files for various temperatures of the media for neutron transport calculations.

Neutronic calculations

The simulation of the neutron transport in the EAP-80 reactor was implemented with the MCNP/4B code. The first set of the MCNP runs was aimed at investigating the reference reactor charged with SPX fuel additionally enriched with ²³⁹Pu up to 21.6%. This variant was calculated to demonstrate the possibility of EAP-80 operation at the required thermal power. The second set of the MCNP runs was performed with reference fuel enrichment (Table 3). The results of these calculations are presented in Table 8.

The data for the cold reactor ($T=300$ K) are presented in the second column of the Table 8. The temperatures in the third column denote the following: T_f – averaged fuel temperature, T_c – averaged temperature of the coolant and pin cladding in the core of the reactor, T_r – averaged temperature of the elements in the residual volume of the reactor.

The data presented in Table 8 demonstrate the principal possibility to reach the k_{eff} value of about 0.98. In other words, there is a solution for the EAP-80 reactor with different fuels in the core. Such a way could lead to reasonably high k_{eff} values.

Table 8

The results of the k_{eff} calculations for the reference EAP-80 fuel and additionally Pu enriched fuel

Content of SPX fuel, %	T=300 K	$T_f=1000$ K $T_c=700$ K $T_r=550$ K
PuO ₂ – 20.035 UO ₂ – 79.486 AmO ₂ – 0.475 NpO ₂ – 0.0047	0.94044	0.92863
PuO ₂ – 21.6 UO ₂ – 77.8501 AmO ₂ – 0.5453 NpO ₂ – 0.0046	0.96972	0.96208

CALCULATIONS OF CRITICALITY FACTOR FOR COMPLEX CORE OF EAP-80

Application of SNR-300 fuel (C2 zone, ~34% Pu)

It is proposed that the EAP-80 subcritical core be charged with SPX fuel mainly, the total number of the fuel assemblies being fixed (120). In this case there are only two possible solutions to achieve k_{eff} value of about 0.984, namely: to introduce additional bundles with SNR fuel enriched with Pu up to either 24% or 34% and to use the SNR fuel instead of the SPX fuel. The requirement that the number of the fuel assemblies should remain unchanged leads to the investigation of the second variant only.

The reasonably high Pu enrichment of the SNR C2 type (Table 2) makes possible the replacement of several SPX bundles with assemblies of this type. The safety level k_{eff} value 0.984 in the cold condition (300 K) was chosen for EAP-80 as the maximum allowable limit. Under no circumstances this level must be exceeded. The C2 fuel type bundles (the concentration of isotopes corresponds to 01.07.2000) should be sited in the core to provide the k_{eff} value of about 0.98 (or slightly more) and to flatten energy distribution over the reactor as much as possible. An additional restriction should be made on the number of SNR (C2) assemblies used. The C2 type fuel is treated only as a support to the SPX assemblies to compensate for the difference between the maximum safety level and the k_{eff} value obtained for the reactor charged with the SPX fuel only. The C2 type fuel assemblies, therefore, should be used as little as possible.

Due to neutron leakage, the “response” of the core to the new assembly introduced in various rounds of the reactor is evidently different. Moreover, the impact of one new bundle on the k_{eff} value is expected to be non-linear. Several calculations were performed to find the “response” of the core to one new bundle in installed in different rounds of the assemblies. Such data are presented in Fig.3.

The “excess of the k_{eff} value” denotes the difference between the k_{eff} value with a new bundle and the k_{eff} for the reference core loaded with SPX fuel only (Table 8). The most effective position of the C2 type fuel bundle appeared to be in the 4th round of the reactor core. The 6th and 7th rounds should be considered as the most ineffective owing to huge neutron leakage. Round number 3 has two disadvantages for the new bundle arrangement, namely: a close proximity of the spallation module with stainless steel elements and an additional heat release that leads to irregularity in the energy distribution over the reactor. Hence, rounds 4 and 5 can be considered for arrangement of the new SNR C2 bundles.

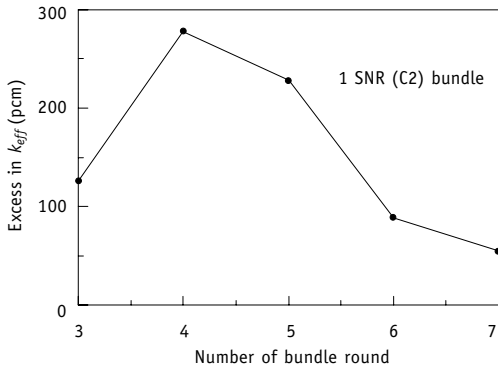


Fig.3. Impact of one SNR C2 fuel bundle sited in different reactor rounds

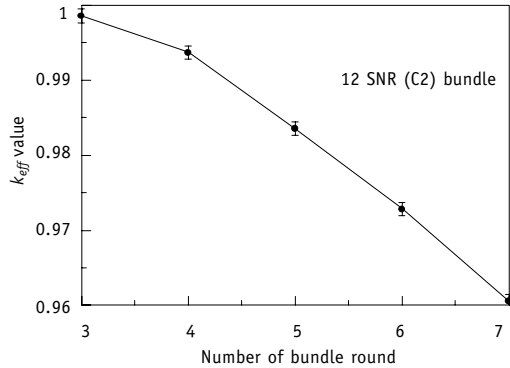


Fig. 4. The k_{eff} value for the modified EAP-80 core

The results of the calculations of the k_{eff} value for new configuration of EAP-80 are presented in Fig.4. 12 SPX assemblies were replaced with 12 SNR C2 ones in different rounds.

The data presented in Fig.3 enable one to use the above trend to find the most appropriate solution of the SNR C2 fuel arrangement in the reactor. In practice, different combinations of the C2 type bundles installed in the 4th and (or) 5th rounds, Figs. 5, 6 could lead to a reasonable k_{eff} value. Results of such calculations along with those discussed above are presented in Table 10. The data in round brackets refer to the complex temperature distribution in the reactor (see explanation to Table 8).

Table 10

The k_{eff} value calculated for the reactor with different numbers and positions of the SNR-300 C2 fuel assemblies

Number of the SNR C2 assemblies					k_{eff} value
3 round	4 round	5 round	6 round	7 round	
-	-	-	-	12	0.96058
-	-	-	12	-	0.97284
-	-	12	-	-	0.98351
-	12	-	-	-	0.99367
12	-	-	-	-	0.99853
-	-	6	6	-	0.97636
-	4	4	-	-	0.97120
-	9	-	-	-	0.98085

Investigations of the neutron distributions over the core

The information about the distributions of neutrons over the reactor core enables one to enhance the reactor performance. Special MCNP runs were aimed at investigating the neutron flux distribution over the reactor active region. The general neutron source distribution for the MCNP calculations (neutron energies below 20 MeV) was obtained by CASCADE/INPE high energy transport code. 18 point detectors were introduced into the reactor skeleton. The arrangement of the detectors was chosen to have distributions of the neutrons both in the radial and longitudinal directions. 6 detectors were introduced at the top of the active region along the direction OB, Fig.6, 6 detectors were installed in the same direction but at the distance equal to j of the active region length and rest part of the detectors was installed in the middle plane of the active region in the direction OB. The distributions of the neutron fluxes obtained are presented in Fig.7. 6 SNR C2 fuel bundles

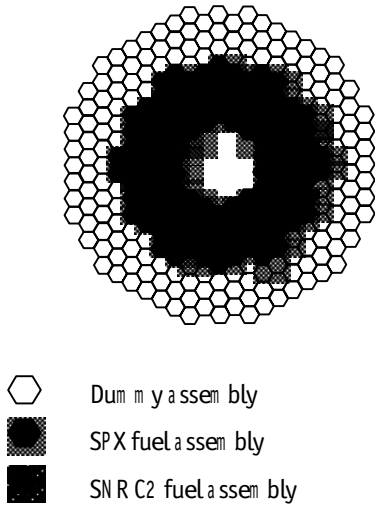


Fig. 5. EAP-80 reactor core with 12 SNR C2 fuel assemblies in the 5th round

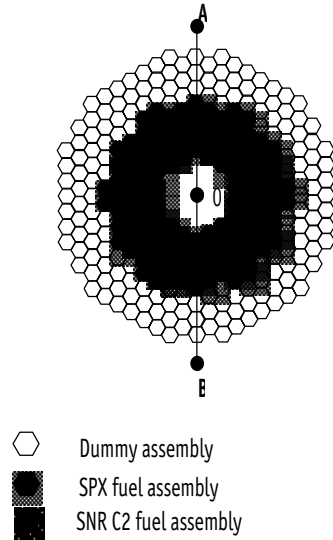


Fig. 6. EAP-80 reactor core with 9 SNR C2 fuel assemblies in the 4th round

were arranged in the 5th round and another 6 bundles were placed in the 6th round (see Table 10). The neutron flux in the peripheral zone is three times less than in the first bundle round. In addition, the distributions of the thermal, resonance and fast neutrons were calculated. The following qualitative neutron groups were chosen: 0.001-10 eV - thermal neutrons, 10 eV- 0.1 MeV – resonance neutrons and above 0.1 MeV – fast neutrons. The results of the calculations are presented in Figs.9-11.

The data presented in Figs. 9-11 support the idea that the dominant energy group in the reactor is resonance one. The role of fast neutrons is significant in the rounds close to the spallation module. The share of thermal neutrons in the total flux becomes more important in the peripheral zone of the active region. The share of resonance neutrons is about 40% in the 3rd and 4th rounds and it reaches ~70% in the peripheral zone. Due to the high energy, fast and resonance neutrons can easily leak from the core. Hence, the peripheral zone of EAP-80 appeared to be rather a weak point for the reactor neutronics. There exists certain opportunity to increase the flux of the resonance neutrons in the peripheral zone by using of the reflector.

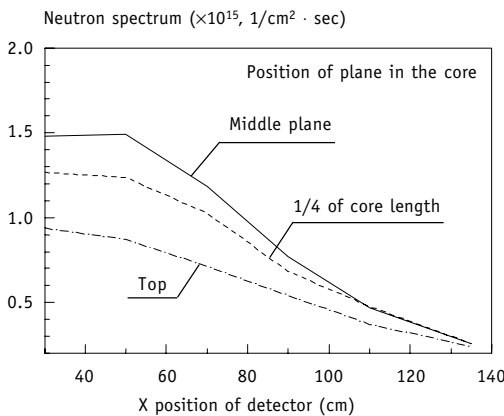


Fig. 7. Distributions of neutron flux over the reactor

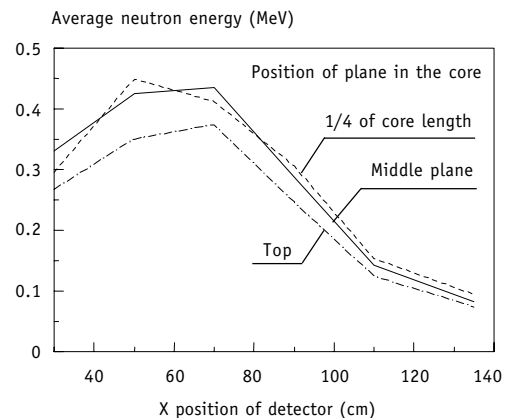


Fig. 8. Distribution of the average neutron energy over the reactor core

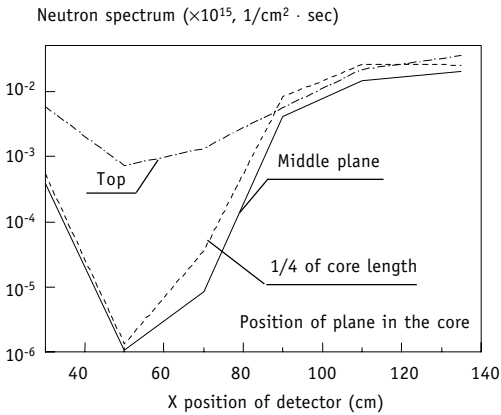


Fig. 9. Distribution of thermal neutrons over the reactor core

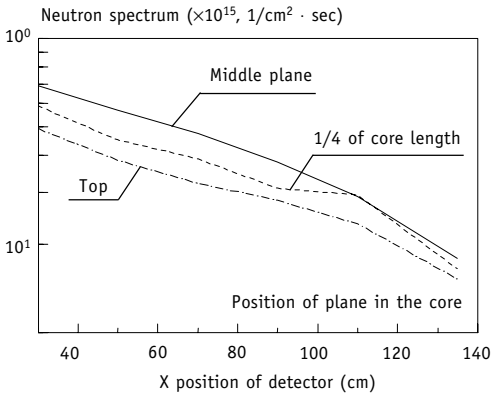


Fig. 10. Distribution of resonance neutrons over the reactor core

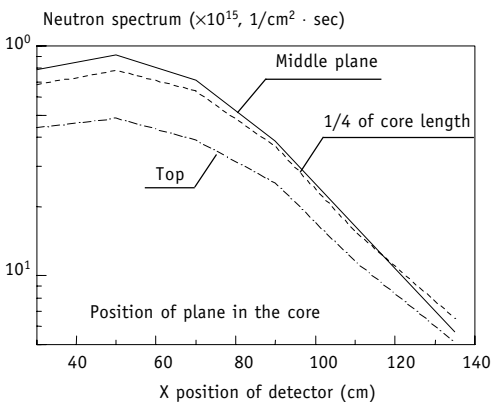


Fig. 11. Distribution of fast neutrons over the reactor core

Application of the reactor reflector

Surrounding the reactor core with a reflector enables the nuclear and thermal performances to be improved. The peripheral zone of the core is subjected to additional neutron irradiation resulting from the scattering processes in the reflector. As a result extra energy generation can be achieved due to the excess of the fission reactions. So, the reactor reflector application permits to avoid non-productive neutron leakage and to achieve additional neutron flux flattening in the core.

The layer of any material sited around the reactor reflects and returns part of the neutrons to the active zone as a result of the neutron scattering. The probability of the leakage from the reactor is greater for the fast neutrons because of their larger free paths. The returned neutron spectrum, resulting from scattering in the reflector, becomes softer. Thus, the share of the fast neutrons in the backward spectrum is less in comparison with the leakage spectrum. The probability for the neutron to be reflected to the core depends on the absorption process in the reflector. Hence, the reflector should be made of materials with good scattering characteristics such as graphite, beryllium (or its oxide) and heavy water.

The application of the liquid reflector (heavy water) in EAP-80 seems to be questionable. The material densities for graphite and beryllium are about the same (1.9 g/cm³ and 1.848 g/cm³ respectively). The comparison of the elastic scattering cross sections for these media, Fig.12, demonstrate certain advantage of the beryllium over the graphite.

For safety reason the beryllium reflector was assumed to be enclosed in stainless steel cylindrical container with 0.5 cm walls thickness. This container was placed around the reactor core (outside of the dummy assemblies). The basic variant for comparison was chosen to be the core with 12 SNR (C2) bundles replacing the SPX assemblies in the 5th round, Fig. 5. The results of the calculations are presented in

Fig.13. A slight increase in the k_{eff} value around 5 cm ^9Be thickness could result from additional neutron generation in the $^9\text{Be}(n,2n)2\alpha$ reaction. But all these results can be regarded as a negative effect for the reactor neutronics in any case. The dummy bundle rounds unusual for the commercial reactor appeared to act as additional neutron absorbers. Intermediate and low energy neutrons, being scattered over the beryllium reflector and having lower energy as result, have a higher probability of absorption in the stainless steel elements of the dummy assemblies. This idea can be supported by comparison of the absorption cross sections for ^{56}Fe and lead isotopes, Fig.14.

The traditional external reflector is meaningless in the EAP-80 design because of the parasitic absorption of the neutrons moving backward from reflector. As was stated in [2], lead-bismuth coolant dummy assemblies around the nuclear core lead to additional neutron losses and, as a result, to the increase in the irregularity of the heat deposit in the reactor. The outer region of the reactor (the 8th, 9th, 10th rounds and partly 7th rounds) looks as a trap for the neutrons, escaping from the core and moving backward, owing to a considerable number of the stainless steel elements.

This idea was checked in special MCNP runs. The outer rounds of the core dummy assemblies, Fig. 5, were replaced by pure Pb-Bi coolant. Thus, the core was rounded up with pseudo cylindrical coolant layer. The number and arrangement of the SNR fuel bundles was chosen to

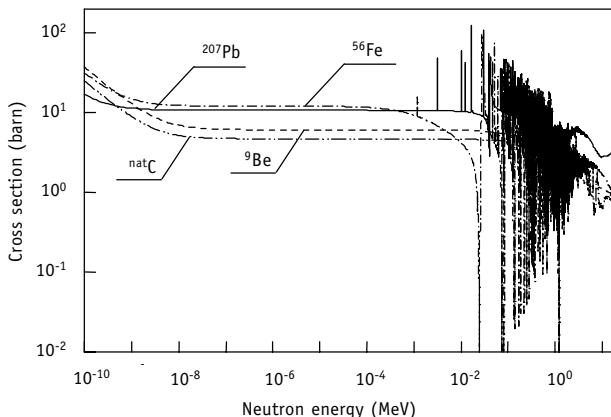


Fig.12. Elastic scattering cross sections for some nuclides, reconstructed by NJOY code

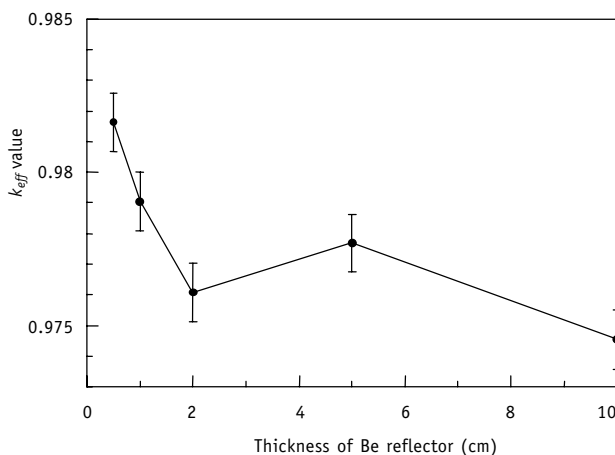


Fig. 13. k_{eff} values obtained for different ^9Be reactor reflector thickness

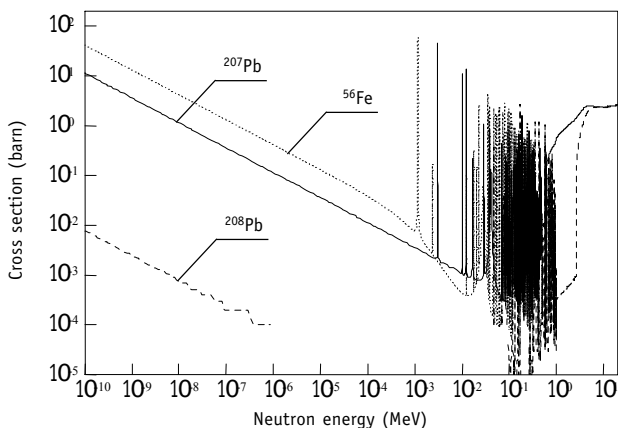


Fig.14. Absorption cross sections for some nuclides, reconstructed by NJOY code

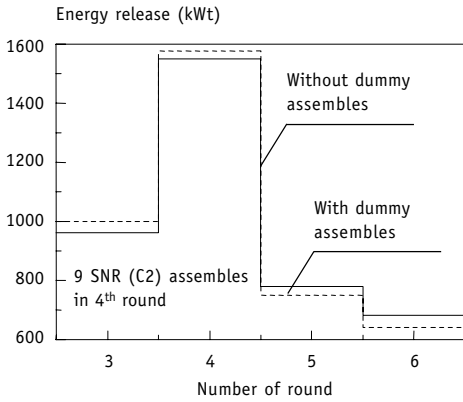


Fig. 15. Energy generation distribution in the EAP-80 modified core (OA cross section)

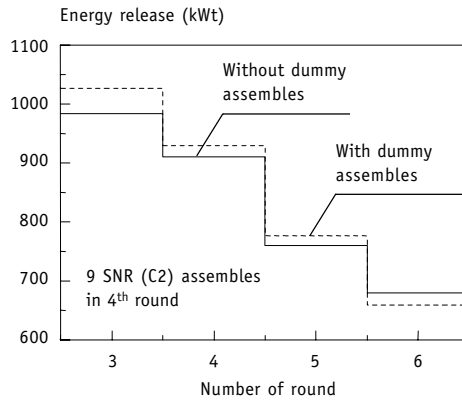


Fig. 16. Energy generation distribution in the EAP-80 modified core (OB cross section)

be as follows: 12 assemblies in the 5th round. The k_{eff} values obtained for these variants are presented in Table 11. The increase in the k_{eff} value in comparison with the variant, in which 12 assemblies were arranged in the 5th round, therefore, demonstrates that the presence of the dummy assemblies leads to serious losses of neutrons. Such a situation becomes clearer if one turns to the neutron free path value (l) for stainless steel. For instance, $\lambda \approx 1.3$ cm and 3.3 cm for 1 keV and 100 keV neutron respectively. The same values for ^{209}Bi are 0.25 cm and 0.33 cm. Taking into account that elastic scattering cross sections for stainless steel and lead isotopes are approximately the same (Fig. 12) and that absorption in steel is at least 5 times greater (Fig.14), the dummy region turned to act not as a reflector but as a good absorber of neutrons.

Table 11

Influence of the dummy zone on the reactor neutronics

Number of the dummy assembly rounds removed	k_{eff} value
0	0.98351
7 th and part of 8 th	0.98515
All dummy assemblies	0.99349

It was noted above that removing of dummy assemblies has a positive effect on the k_{eff} value. This, in general, could affect the energy generation distribution across the reactor core. The results obtained for the energy generation distributions in two different cores are presented. 9 SNR C2 bundles replaced SPX ones in the 4th round. The variants of the core with and without dummy assemblies are compared in Figs.15,16. Two cross sections of the core were considered: OA and OB, see Fig.6. The data presented in Figs.15,16 refer to energy generation in one assembly for the chosen direction.

The reactor core based on no-dummy configuration ideology demonstrates some improvement of the energy distribution over the active region. Moreover, the maximum of the average neutron energy is shifted to the reactor region close to the spallation module, Fig. 17. There are lower irregularities in energy generation across the core. This fact along with increasing of the k_{eff} value in the core without a dummy region could be considered as the basis for enhancing of the fuel burn up, i.e. increasing neutron flux during routine operation.

CONCLUSION

One of the distinctive features of the EAP-80 subcritical reactor is the use of the lead-bismuth eutectic as a coolant. Such a medium makes possible the formation of the fairly intensive spectra of the resonance and fast neutrons. This, in turn, leads to involving fertile materials (such as ^{238}U and others) into the fission process.

The EAP-80 R&D work schedule assumes application of the fuels available in the European community. There are two kinds of fuel types, that could be used in the subcritical core: the SPX and SNR fuel. The former has come from the Superphenix (SPX) France fast breeder program and the latter is the German fuel for the SNR fast breeder reactor. It is proposed to charge the EAP-80 core with the SPX fuel only. The results obtained demonstrate that such a core could not meet the planned parameters. By applying the SNR fuel in addition to the SPX fuel, a subcritical reactor could be maintained with the required parameters. The SNR C2 fuel (~34% of Pu) seems to be the most suitable to be loaded in the active region instead of the SPX fuel.

The EAP-80 reactor core has a very clear resonance neutron spectrum. The arrangement of the SNR C2 fuel in the reactor leads to appearance of an irregularity in the neutron flux distribution. Traditional reactor reflectors are ineffective in this reactor due to the presence of the dummy region absorbing leaking neutrons. The results obtained demonstrate that removing the dummy zone could enhance the multiplication factor and diminish the irregularities in the core.

References

1. *C. Rubbia et al.* Conceptual design of a Fast neutron Operated High Power Energy Amplifier, CERN/AT/95-44(ET); 1995.
2. Energy Amplifier Demonstration Facility, Reference Configuration, Summary report, Report ANSALDO, EA B0.00 1 200, January 1999.
3. Fuel and Fuel Processing, Part I. The fuel of the ASAP DEMO, Report ENEA, Italy, October 2000.
4. *Bell M.J.* ORIGEN – The ORNL Isotope Generation and Depletion Code, ORNL-4628 (May 1973), and ORIGEN 2.1, CCC-371, Oak Ridge National Laboratory (1991).
5. *Atzeni S.* Preliminary Neutronics Analysis of the Energy Amplifier Prototype, Report of CERN, EA D2.02 4 407, July 1998.
6. *Grigory I., Meylikhov E.* Physical values, Reference book, Moscow, Energoatomizdat, 1991.
7. *Pereslavytsev P., Sahrai D.* // *Izvestija Vuzov. INPE (Ser.: Nuclear Power Engineering)*, 1, 74 (2001).
8. *Pereslavytsev P., Vecchi M.* Nuclear Data for Applications in ADS Project Investigations, Report ENEA, Bologna, November 1999.

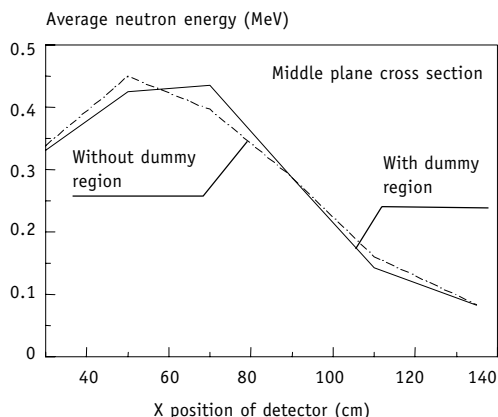


Fig.17. Distribution of average neutron energy for the core with and without a dummy region. The middle plane cross section is considered

Поступила в редакцию 14.05.2001

АННОТАЦИЯ ПРОГРАММЫ PPRKRS

М.В. Кашеев

ГНЦ РФ- Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Приводится краткая информация о программе расчета взаимодействия кориума с внутрикорпусными устройствами (ВКУ) и корпусом реактора ВВЭР при тяжелой аварии. Программа дает возможность прогнозировать разрушение корпуса реактора с учетом стратификации компонент кориума.

НАЗВАНИЕ ПРОГРАММЫ

PPRKRS

ЭВМ

PC/AT-486, PENTIUM

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Код PPRKRS (программа прогнозирования разрушения корпуса реактора с учетом стратификации компонент кориума) является развитием кода ВРКР [1,2]. Он разработан на базе кода ВРКР и основан на гетерогенной математической модели взаимодействия кориума с корпусом реактора [3]. Код PPRKRS может быть легко модифицирован применительно к решению конкретной практической задачи и использован для анализа взаимодействия кориума с ВКУ и корпусом реактора ВВЭР с учетом его особенностей, расчетного исследования возможности удержания кориума в корпусе реактора ВВЭР и ловушки, анализа прочностного состояния корпуса, расчета ловушек. Кроме того, при незначительных изменениях код применим для анализа тяжелых аварий на АС с корпусными водо-водяными реакторами и РБН.

С помощью кода PPRKRS могут быть получены следующие результаты: поля скорости, температуры, давления и концентраций, зависимость толщины проплавления корпуса от интенсивности охлаждения наружной поверхности, временное поведение толщины проплавления корпуса и форма каверны, распределение теплового потока на зеркале расплава и на днище корпуса.

Код PPRKRS учитывает особенности реакторов ВВЭР. Он моделирует взаимодействие кориума с нижней опорной плитой активной зоны, перфорированными трубами, находящимися в нижней камере смешения; взаимодействие смеси "debris" и жидкой стали с эллиптическим днищем шахты и корпусом реактора; разрушение корпуса.

Как известно, в гетерогенных средах относительное движение фаз определяется не только процессами диффузионного характера, связанного со столкновением и хаотическим движением частиц включений, но и процессами взаимодействия фаз как макроскопических систем, причем они описываются с помощью сил межфазного взаимодействия. Соответственно в работе [3] рассмотрено движение смеси, которое описывается системой уравнений [1,4], и относительное движение более легких компонент (напри-

мер, жидкой стали, которая является основной более легкой компонентой). В результате рассмотрения всех сил, действующих на каплю стали, получен вывод соотношений для определения скоростей рассматриваемой компоненты. Таким образом, создана гетерогенная математическая модель взаимодействия кориума с корпусом реактора, реализованная в виде расчетного кода PPRKRS.

В [4] исходная система уравнений сохранения массы, импульса и энергии, записанная для смеси кориума и жидкой стали в двумерной цилиндрической системе координат, содержит уравнение неразрывности для смеси, уравнения движения для смеси, уравнение конвективной диффузии, которое описывает распределение концентрации жидкой стали в кориуме, с источниками концентрации стали, обусловленными плавлением стенки корпуса и твердых включений стали, а также уравнение энергии для смеси. Для стенки корпуса записывается уравнение нестационарной теплопроводности. Краевые условия ставятся так же, как в гомогенной модели [2], но дополнительно рассматриваются и формулируются условия для относительной концентрации стали.

Граничные условия таковы: нормальная компонента скорости на верхней поверхности смеси равна нулю; для касательной компоненты скорости на верхней поверхности смеси ставится условие Марангони; на оси симметрии для нормальной компоненты скорости выполняется условие симметрии, а касательная компонента скорости равна нулю; на твердых стенках, а также на поверхности фронта плавления накладывается условие прилипания; на зеркале смеси задается нулевой массовый поток; на твердых стенках и на поверхности фронта плавления относительная концентрация стали равна нулю; на оси симметрии выполняется условие симметрии для относительной концентрации стали; теплоотдача с зеркала смеси осуществляется излучением и естественной конвекцией пара; на наружной поверхности стенки корпуса также ставится граничное условие 3-го рода с учетом излучения; на фронте плавления задается температура плавления стали корпуса и записывается условие для определения положения фронта плавления в любой момент времени (условия Стефана); на оси симметрии выполняется условие симметрии для температуры.

В начальный момент времени задаются значения компонент скорости, давления и температуры смеси, относительной концентрации стали в смеси и температуры стенки корпуса.

Для определения стоков тепла при плавлении твердой фазы кориума разработана специальная методика, основанная на решении задачи Стефана с двумя движущимися границами раздела фаз. Предложена формула для расчета среднего объемного стока тепла. Определение коэффициентов турбулентного переноса осуществлялось с использованием модифицированной (K-ε)-модели турбулентности Chien.

В [4] получены формулы, выражающие источники концентрации жидкой стали при плавлении стенки корпуса и твердых включений стали в смеси. Рассмотрен вопрос о коэффициенте диффузии жидкой стали в смеси в задаче о стратификации жидкой стали в кориуме. Получены формулы, учитывающие зависимость остаточного энерговыделения и теплофизических свойств смеси от концентрации жидкой стали.

Верификация блока расчета турбулентной естественной конвекции кода PPRKRS выполнена на основе экспериментов СОРО, АСОРО [2,5]. Получено удовлетворительное совпадение результатов расчета с экспериментальными данными СОРО, АСОРО.

Верификация теплообменного блока кода PPRKRS проводилась с использованием экспериментальных данных ГНЦ РФ - ФЭИ по температуре на внутренней и наружной поверхностях стальной стенки [1,2,5]. Рассматривался процесс нестационарного теплообмена при охлаждении днища модели корпуса реактора недогретой водой.

Осуществлена проверка работоспособности блока расчета проплавления корпуса реактора [2]. В качестве тестовой задачи рассматривалась задача промерзания влаж-

ного грунта. Наблюдается хорошее совпадение результатов расчета глубины промерзания грунта с теоретическим решением Стефана.

МЕТОД РЕШЕНИЯ

Для решения задачи используется неявный метод решения уравнений Навье-Стокса в естественных переменных (метод В.К. Артемьева- Н.И. Булеева), разработанный в ГНЦ РФ - ФЭИ [6]. В его основу положены разнесенная сетка, монотонная балансная нейтральная разностная схема, явный метод неполной факторизации [7], неявная вычислительная процедура метода установления.

На каждом шаге по времени реализуется следующая вычислительная процедура. Сначала решается система уравнений для скоростей и давления неявным методом установления [6]. Затем с найденными значениями скоростей выполняется решение уравнений для \bar{K} и $\bar{\epsilon}$. После выполнения итераций $(V_z, V_r, P, \bar{K}, \bar{\epsilon})$ решаются уравнения для концентрации и температуры.

Критериями, характеризующими сходимость и эффективность метода, являются точность выполнения разностного уравнения неразрывности и точность выполнения балансов по теплу и концентрации.

Выход из внешних итераций осуществляется при достижении заданной точности по трем критериям.

Остановимся на особенностях и достоинствах метода решения.

Отметим, что принятое разнесение координат сеточных функций позволяет получать физические поля скоростей и давления и, кроме того, удобно с алгоритмической точки зрения, т.к. разность давлений между соседними точками определяет составляющую скорости, которая расположена между ними.

Важной особенностью монотонной балансной нейтральной разностной схемы является одновременное выполнение в разностном виде теоремы Остроградского-Гаусса для уравнений переноса (балансность) и другого важного свойства - свойства транспортности. Нарушение свойства балансности приводит к появлению за счет разностной схемы дополнительных источников и стоков, что может весьма серьезно исказить результаты.

Использование явного метода неполной факторизации дает ряд преимуществ: метод экономичен по числу арифметических операций; наличие параметров позволяет регулировать скорость сходимости; метод обладает хорошей скоростью сходимости и при использовании чебышевского набора параметров превосходит многие известные методы [8].

Важно отметить, что метод В.К. Артемьева – Н.И. Булеева позволяет получать любую наперед заданную точность. В расчетах можно выбирать достаточно большой шаг по времени, увеличивать его по мере стабилизации течения. Отличительной особенностью применяемой численной методики является работоспособность и устойчивость при большом числе узлов и сильном сгущении сетки; сгущение сетки используется в местах больших градиентов скорости, давления, температуры и концентрации.

ОГРАНИЧЕНИЯ СЛОЖНОСТИ ЗАДАЧИ на область применимости программы вытекают из использованных методических допущений, а также из области параметров, характерных для тяжелых аварий на АЭС с ВВЭР.

ТИПИЧНОЕ ВРЕМЯ СЧЕТА определяется сценарием аварии, условиями охлаждения, мощностью ПЭВМ, дискретностью области решения и временным шагом интегрирования. При расчете аварии с течью теплоносителя из холодного трубопровода первого контура эквивалентным диаметром 850 мм с полным обесточиванием АЭС с реактором ВВЭР-1000 на сетке 60×60 узлов с шагом интегрирования по времени $\Delta t = 1$ с единица

времени физического процесса считается примерно за 15 единиц процессорного времени в ОС WINDOWS 98 на ПК серии Pentium-200. Указанный коэффициент замедления не является чрезмерным с учетом математической сложности и громоздкости задачи.

ОСОБЕННОСТИ ПРОГРАММЫ

Возможности программы и структура исходных данных позволяют как проводить расчеты реального объекта (реактор, устройство для удержания расплава), так и обчислять экспериментальные установки, используемые для обоснования удержания кориума в корпусе реактора или ловушки.

Программа содержит модуль, обрабатывающий результаты расчетов и формирующий выходные данные. Частота вывода информации в выходные файлы регулируется пользователем в файле исходных данных.

ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ И СОПУТСТВУЮЩИЕ ПРОГРАММЫ

Нет.

ССЫЛКИ

1. Долгов В.В., Кащеев М.В., Муранов Ю.В. Моделирование теплового разрушения корпуса реактора при тяжелой аварии на АЭС с реакторами типа ВВЭР // ТВТ. - 1996.- Т.34.- №5. - С.770-779.

2. Кащеев М.В. Математические модели взаимодействия кориума с корпусом реактора, расчетный анализ для ректора АБВ. Автореферат диссертации на соискание уч. степени канд. техн. наук. - Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 1997. -27 с.

3. Кащеев М.В. Гетерогенная математическая модель для описания стратификации компонент кориума при его взаимодействии с корпусом реактора: Препринт ФЭИ-2851.- Обнинск, 2000.- 12 с.

4. Кащеев М.В. Гомогенно-диффузионная математическая модель взаимодействия кориума с корпусом реактора: Препринт ФЭИ-2779.- Обнинск, 1999. -18 с.

5. Кащеев М.В., Артемьев В.К., Долгов В.В. Верификация расчетного кода ВРКР: Отчет ГНЦ РФ-ФЭИ. Инв. № 9636. - Обнинск, 1997. - 31 с.

6. Артемьев В.К. Вариант неявного метода для решения системы уравнений Навье-Стокса в естественных переменных: Препринт ФЭИ – 1962.-Обнинск,1989.- 22 с.

7. Артемьев В.К. Явный метод неполной факторизации с чебышевским адаптируемым ускорением сходимости: Препринт ФЭИ- 2095. - Обнинск, 1990. - 18 с.

8. Самарский А.А., Николаев Е.С. Методы решения сеточных уравнений.- М.: Наука, 1978.

ТРЕБОВАНИЯ К ЭВМ

Программа ориентирована на работу в операционных системах, позволяющих строить задачи, требующие не менее 1 Мбайт оперативной памяти.

ЯЗЫКИ ПРОГРАММИРОВАНИЯ

Фортран 77. Тексты обрабатываются компиляторами LAHEY COMPUTER SYSTEMS и DIGITAL VISUAL FORTRAN 6.0.

ОПЕРАЦИОННАЯ СИСТЕМА

MS DOS, WINDOWS 95, WINDOWS 98,WINDOWS 2000.

ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

Программа содержит 5 подпрограмм. Текст программы занимает около 115 кб дискового пространства. Программа требует не менее 1 Мбайт оперативной памяти при

решении задачи, на жестком диске необходимо иметь свободную память не менее 12 Мб для программы и расчетных данных. Размер объема выполняемого exe-файла 152 кб.

АВТОР ПРОГРАММЫ

М.В. Кашеев. ГНЦ РФ-ФЭИ, 249033, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко,1.

ИМЕЮЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ

Дискета с текстом оттранслированной программы, описание программы, описание применения, методический отчет, верификационный отчет.

КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА

АЭС с ВВЭР. Тяжелая авария. Математическая модель. Стратификация. Гетерогенная смесь. Компонента. Кориум. Корпус реактора. Программа PPRKRS. Ловушка.

Поступила в редакцию 3.05.2001

УДК 621.311.25:621.384.01(043)

ДИНАМИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ДВУХФАЗНОГО ТЕПЛООБМЕННИКА ДЛЯ ТРЕНАЖЕРА

А.А. Казанцев, В.А. Левченко

Обнинский институт атомной энергетики, г. Обнинск



В статье приводится описание алгоритма динамической модели двухфазного теплообменника, разработанного для тренажера АЭС. Модель предназначена для расчетов в реальном времени.

За последние несколько лет силами коллектива ЭНИМЦ МС (Экспериментальный научно-исследовательский и методический центр «Моделирующие системы», г. Обнинск) разработан ряд тренажеров реакторного и турбинного цехов для энергоблоков с ВВЭР.

Для моделирования турбинного отделения важным элементом является модель двухфазного теплообменника. Все подогреватели высокого и низкого давления, а также конденсатор моделируются с использованием такой модели.

Материал статьи является продолжением описания модели конденсатора [1], которая состоит, главным образом, из модели неравновесного сосуда [1] и модели теплообменника, приведенной в настоящей работе.

Модели известных существующих теплообменников основаны, как правило, на решении уравнений теплового баланса и уравнения теплопередачи [2] вида

$$Q = \int_0^F k \Delta t dF = \int_0^F k (t_1 - t_2) dF.$$

Интеграл необходим, поскольку уравнение теплопередачи применимо к элементу поверхности лишь в дифференциальной форме:

$$dQ_i = k_i * (t_1 - t_2)_i * dF_i. \quad (1)$$

Уравнения теплового баланса в греющем и нагреваемом теплоносителях

$$Q_1 = Q_2 + \Delta Q, \quad (2)$$

здесь и далее используются среднемассовые температуры и энтальпии теплоносителей,

$$Q_1 = G_1 * (h_{1in} - h_{1out}) = G_1 * c_{p1} * (t_{1in} - t_{1out}) \quad (3)$$

- количество теплоты, воспринятое горячим теплоносителем;

$$Q_2 = G_2 * (h_{2out} - h_{2in}) = G_2 * c_{p2} * (t_{2out} - t_{2in}) \quad (4)$$

- количество теплоты, воспринятое холодным теплоносителем; ΔQ – потери теплоты в окружающую среду.

На рис.1 представлено развитие температурного поля во времени в плоской пластине [2], из которого видны ограничения стандартного подхода, связанные с развитием профилей температуры во времени.

Основными схемами движения теплоносителей в теплообменниках являются схемы

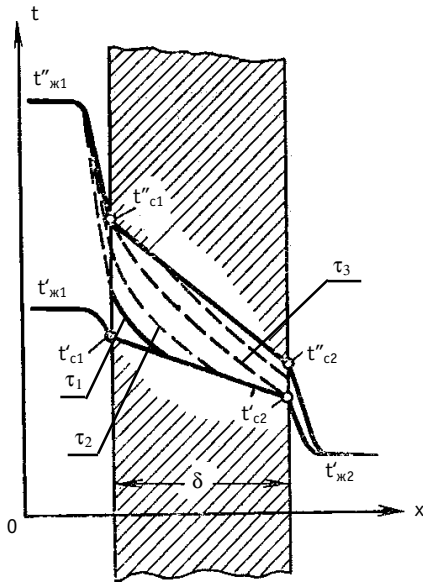


Рис.1. Нестационарная теплопередача через стенку. Развитие поля температуры во времени

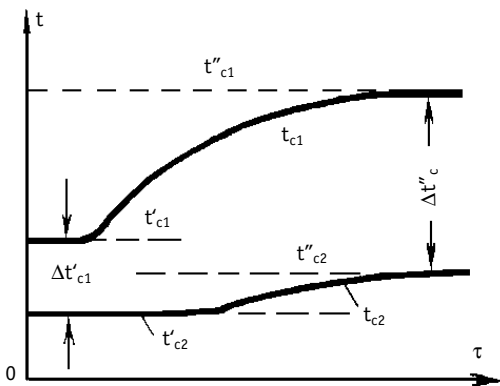


Рис.2. Нестационарная теплопередача через стенку. Развитие температуры поверхностей стенки во времени и температурного перепада

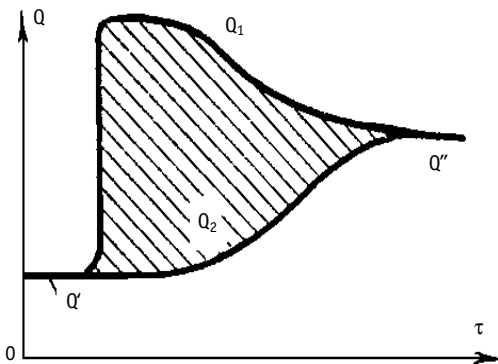


Рис.3. Нестационарная теплопередача через стенку. Тепловой поток от поверхностей стенки во времени и аккумулированное тепло для прогрева стенки

прямотока и противотока. При этом получение аналитического решения возможно только при постоянных теплофизических свойствах. Также необходимо иметь постоянство состояния среды (жидкость, пар или двухфазная область).

В качестве первого алгоритма написания модели теплообменника многие разработчики используют модели, основанные на аналитических решениях для противотока. Основанная на таком подходе модель имеет следующие ограничения. Она не может рассчитывать переменные режимы работы при смене направления потока на противоположное, например, вследствие переключения клапанов и изменения направления течения через теплообменник. При смене направления потока любого из теплоносителей меняется схема прямотока на схему противотока или наоборот. Чтобы модель давала верные результаты, расчет необходимо проводить по другому решению, что не всегда предусматривается разработчиками модели.

Также не учитываются влияние теплопроводности вдоль оси течения и основной механизм при низких или стремящихся к нулю скоростях теплоносителя. Нет и учета временно аккумулированного тепла в стенках и теплоносителях по сравнению со стационарным режимом, как показывает рис.3. Если в номинальном режиме теплообменник работает в однофазном состоянии, то в переходном режиме его состояние может измениться на двухфазное, что также требует учета в модели.

Перечисленные процессы требуется учитывать в модели, поскольку при расчете переходных процессов в тренажерах обучаемый видит результаты переупрощения как нефизическое поведение модели.

В настоящей работе решена задача разработки алгоритма и написана универсальная программа, работающая при противотоке и прямотоке, а также при любом состоянии (пар, двухфазная смесь, вода) греющей и нагреваемой сред.

Как показали тесты моделей, такую задачу для стационарных условий нельзя решить на основе расчета традиционных уравнений теплового баланса и уравнений теплопередачи. От решения уравнения теплопередачи для нестационарных расчетов в процессе работы над алгоритмом пришлось отказаться. Уравнение теплопередачи (1) справедливо для установившегося профиля температуры в стенке. Чтобы учесть ее тепловую инерционность и получить устойчивый алгоритм при расчете переходных процессов, необходимо решать уравнение нестационарной теплопроводности в стенке численным методом

Для элементарного участка теплообменной поверхности справедливо уравнение энергии

$$dQ = dH - V^*dP. \quad (5)$$

Примем общепринятое допущение о близости к изобарному процессу ($dP=0$) теплообмена в теплообменнике и линейное распределение давления по длине теплообменника. Давления на входе и выходе известны из сетевой модели. При этом уравнение энергии для стенки или каждого из теплоносителей после дифференцирования по времени имеет вид

$$\rho \frac{\partial h}{\partial \tau} + \rho u \frac{\partial h}{\partial x} = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \lambda \frac{\partial t}{\partial r} \right) + \frac{\partial}{\partial x} \left(\lambda \frac{\partial t}{\partial x} \right) \quad (6)$$

В уравнении принято, что только скорость u вдоль оси x не равна нулю (квазиодномерное течение).

Для стенки от этого исходного уравнения (6), в котором переносимой величиной является энтальпия, а тепло поступает за счет диффузии, перейдем к температурам также и в левой части. При этом для стенки опустим член со скоростью. Переход к температурам выполняется при помощи соотношения

$$h = c_p * t = \left(\frac{\partial h}{\partial t} \right)_p * t. \quad (7)$$

Из (6) получим обычное уравнение энергии для стенки

$$\rho c_p \frac{\partial t}{\partial \tau} = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \lambda \frac{\partial t}{\partial r} \right) + \frac{\partial}{\partial x} \left(\lambda \frac{\partial t}{\partial x} \right) \quad (8)$$

с граничными условиями по греющей стороне

$$q_1 = -\lambda \frac{\partial t}{\partial r} = \alpha_1 (t_{1f} - t_{1w}) \quad (9)$$

и по нагреваемой стороне

$$q_2 = -\lambda \frac{\partial t}{\partial r} = \alpha_2 (t_w - t_{2f}). \quad (10)$$

По оси x сверху и снизу используем адиабатные условия. В начале участка теплообмена используем условия

$$+\lambda \frac{\partial t}{\partial x} = 0, \quad (11)$$

в конце участка теплообмена

$$-\lambda \frac{\partial t}{\partial x} = 0. \quad (12)$$

Задача (8)-(10) является корректной для нестационарных условий, в отличие от уравнения теплопередачи (1). Для получения решения Q_1 и Q_2 (интегрального количества тепла, переданного каждому из теплоносителей) на каждом временном шаге проводится интегрирование по поверхностям теплообмена F_1 и F_2 соответственно (для цилиндрической системы координат это разные величины) методом прямоугольников, а на

второй итерации, вместе с уточнением свойств, интегрирование ведется методом трапеций:

$$Q_1 = \int_0^1 q_1 dF, \quad Q_2 = \int_0^2 q_2 dF. \quad (13)$$

В предлагаемом алгоритме это интегрирование проводится численно, а не аналитически. Это дает возможность находить решение для любой схемы (прямотока или противотока), что делает алгоритм не зависящим от направления течения теплоносителя. Другим преимуществом является возможность смены состояния теплоносителя по любой из сторон или даже по обеим. Поясним сказанное следующим примером.

Граничные условия конвективного теплообмена (9) и (10) записаны через температуры. В модели давление и энтальпия выбраны в качестве основных или определяющих параметров. Исключение из уравнений температуры или ее расчет как определяемого параметра проводится с помощью уравнения состояния вида

$$t = t(p, h). \quad (14)$$

При этом для любого из веществ и любого состояния справедливо соотношение

$$\frac{\partial t}{\partial x} = \left(\frac{\partial t}{\partial h} \right)_p \frac{\partial h}{\partial x} + \left(\frac{\partial t}{\partial p} \right)_h \frac{\partial p}{\partial x}. \quad (15)$$

Уравнения (14), (15) дают возможность перейти в правой части уравнения энергии (6) к энтальпии, т.к. такая подстановка делает расчет пригодным для любой фазы или состояния теплоносителя.

Можно пренебречь последним членом в правой части уравнения (15) на основании принятого допущения о малости изменения давления на участке теплообменной поверхности.

При этом уравнение энергии (6) упрощается и для каждого из теплоносителей, имеет вид

$$\rho \frac{\partial h}{\partial \tau} + \rho u \frac{\partial h}{\partial x} = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \lambda_{\text{eff}} \left(\frac{\partial t}{\partial h} \right)_p \frac{\partial h}{\partial r} \right) + \frac{\partial}{\partial x} \left(\lambda_{\text{eff}} \left(\frac{\partial t}{\partial h} \right)_p \frac{\partial h}{\partial x} \right) \quad (16)$$

Уравнение (16) необходимо формально проинтегрировать по сечению S (трубы или ячейки межтрубного пространства, приходящегося на трубу) и по шагу времени. Учет граничных условий конвективного теплообмена (9), (10) для первого члена в правой части (16) дает величину Q_w потока тепла от стенок.

Граничное условие (9), для связи поля температуры в стенке (8) и поля энтальпий в теплоносителе (16) имеет вид

$$-\lambda_w \frac{\partial t}{\partial r} = \alpha_1 (t_{1f} - t_{1w}) \quad (17)$$

Конечно-разностная аппроксимация уравнения (16) выполнялась при разбиении поверхности теплообмена (трубы) на участки $i=1, \dots, n$ длины L_i с поперечным сечением S_i :

$$\begin{aligned} & \rho_i L_i S_i (h_i - h_i^{\text{old}}) / \Delta \tau + \rho u S_i (h_i - h_{i-1}) = \\ & = (Q_w - \Delta Q_w) + \left(\frac{\partial t}{\partial h} \right)_p \left(\frac{\lambda_{\text{eff}} S_{i+1} (h_{i+1} - h_i)}{L_{i+1}} - \frac{\lambda_{\text{eff}} S_i (h_i - h_{i-1})}{L_i} \right) \end{aligned} \quad (18)$$

где индекс "old" относится к величине на старом временном шаге; ΔQ_w – тепловые потери в окружающую среду, приходящиеся на расчетный элемент пучка труб.

Удобно ввести массовый расход $G = \rho^* u^* S$, который не зависит от состояния теплоносителя.

Перегруппируем уравнение (18) относительно неизвестной энтальпии h_i :

$$\begin{aligned}
 h_i * \left(\rho_i S_i L_i / \Delta \tau + G_i + \frac{2 S_i \lambda_{eff}}{L_i} \left(\frac{\partial t}{\partial h} \right)_p \right) &= \rho_i S_i L_i (h_i^{old}) / \Delta \tau + G_i (h_{i-1}) \\
 &= (Q_w - \Delta Q_w) + S_i \left(\frac{\partial t}{\partial h} \right)_p \left(\frac{\lambda_{eff}}{L_i} (h_{i+1}) + \frac{\lambda_{eff}}{L_i} (h_{i-1}) \right)
 \end{aligned}
 \tag{19}$$

Получим уравнение для расчета h_i – среднemasсовой энтальпии на i -м участке

$$h_i = \frac{\left[\rho_i S_i L_i (h_i^{old}) / \Delta \tau + G_i (h_{i-1}) + (Q_w - \Delta Q_w) + S_i \left(\frac{\partial t}{\partial h} \right)_p \left(\frac{\lambda_{eff}}{L_i} (h_{i+1}) + \frac{\lambda_{eff}}{L_i} (h_{i-1}) \right) \right]}{\left(\rho_i S_i L_i / \Delta \tau + G_i + \frac{2 \lambda_{eff}}{L_i} S_i \left(\frac{\partial t}{\partial h} \right)_p \right)}
 \tag{20}$$

В стационарном режиме без учета диффузии тепла при отсутствии тепловых потерь уравнение (20) имеет предельные переходы к уравнению баланса тепла ($Q_1=Q_2$) для расчета изменения энтальпии первого dh_1 ($Q_1=Q_w$) и второго теплоносителей dh_2 ($Q_2=Q_w$).

$$dQ_1 = G_1 * dh_1 \tag{21}$$

- количество теплоты, воспринятое горячим теплоносителем;

$$dQ_2 = G_2 * dh_2 \tag{22}$$

- количество теплоты, воспринятое холодным теплоносителем.

При этом для каждого участка теплообмена при граничных условиях (6) рассчитываются средние по участку температуры

$$\begin{aligned}
 t_1 &= (t_{1in} + t_{1out}) / 2, \\
 t_{1in} &= t(p_{1in}, h_{1in} + dh_1), \\
 t_{1out} &= t(p_{1n} - dp_1, h_{1in} + dh_1).
 \end{aligned}
 \tag{23}$$

Здесь учитывается падение давления на каждом из участков теплообменной поверхности, известное в контуре.

Теплообменник моделируется упрощенно, т.е. рассматривается одна труба трубного пучка, а остальные трубы считаются подобными. Эту трубу разбиваем от входа до выхода на n последовательных участков и для каждого из них рассчитываем нестационарное уравнение теплопроводности с граничными условиями третьего рода (заданы средние температуры теплоносителя и коэффициенты теплоотдачи) на каждом шаге. Решение ведется методом конечных разностей при помощи специально разработанной схемы повышенной точности для уменьшения времени счета. Такой прием обеспечивает учёт тепловой инерционности металла труб теплообменника.

Модель теплообменника работает обычно с двумя сетевыми теплогидравлическими моделями контуров греющего и нагреваемого теплоносителей. Каждый контур имеет ветвь, соответствующую участку внутри теплообменника, в которую от модели теплообменника передается количество поступающего или уходящего тепла за шаг моделирования тренажера. Для динамической модели Q_1 и Q_2 всегда разные величины, совпадающие только для установившегося режима и при $\Delta Q=0$.

В свою очередь, модель теплообменника получает из сетевых моделей расход, энтальпию входа, давление на входе и выходе из линии, а также индекс материала теплоносителя из библиотеки свойств (например, для маслоохладителя с водяным охлаждением). Используя уравнение состояния (14), получаем средние температуры теплоносителя при любом фазовом состоянии. Далее, используя формулы для расчета коэф-

фициента теплоотдачи в трубах и в межтрубном пространстве, с учетом состояния теплоносителя, перегородок и других особенностей находим коэффициент теплоотдачи для каждого участка по каждой из сторон по отдельной функции для греющего и нагреваемого теплоносителей.

ПРОЦЕДУРА РЕШЕНИЯ ПРИ ПРЯМОТОКЕ

Реализация схемы прямотока проверяется по знакам расходов.

Проводится численное интегрирование по участкам теплообменной поверхности последовательно от входа до выхода.

Для каждой поверхности по известным давлениям и энтальпиям определяются коэффициенты теплоотдачи посредством функции $GetAlpha()$, в которой учитываются все конструктивные особенности данного теплообменника.

На основе уравнения (23) находим температуру теплоносителя с каждой стороны теплообменной поверхности.

Решается нестационарная задача теплопроводности (8)-(12) для температуры металла стенки на участке теплообменной поверхности. На основе уравнений (13) рассчитывается тепло, переданное между трубкой и теплоносителями. Расчет тепловых потоков проводится на основе нового профиля температур в металле с использованием закона Фурье внутри и на поверхности трубы. Возможен способ расчета тепловых потоков на основе граничных условий (9),(10) и затем уравнений (13).

Удельные потоки тепла внутри и на поверхности трубы умножаются на соответствующие неравные площади поверхности:

$$dQ_w = -\lambda * (dt/dr) * F. \quad (24)$$

Полное количество тепла суммируется по каждой из сторон. Эта процедура заменяет решение уравнения теплопередачи в классическом подходе.

В качестве начального приближения для потоков тепла на следующей площадке используется значение с предыдущей итерации. Принимая линейным изменение потока от участка к участку, уточняется общее количество переданного тепла Q_1 и Q_2 (применением метода трапеций).

На основе соотношения (20) рассчитываются новые значения энтальпий и их изменений по каждой из сторон.

Вследствие зависимости теплофизических свойств, температуры и коэффициента теплоотдачи от полученных значений энтальпии решение повторяется; при этом корректируется поток тепла в следующей вершине и значения энтальпий в узлах. Процесс повторяется до обеспечения сходимости решения либо до достижения заданного числа итераций.

Описанные операции повторяются для всех площадок теплообменной поверхности от входа до выхода.

В результате получается поле температуры в металле, поле температур и энтальпий в теплоносителе для всех площадок и интегральные потоки тепла по каждой стороне, которые передаются сетевым теплогидравлическим моделям.

ПРОЦЕДУРА РЕШЕНИЯ ПРИ ПРОТИВОТОКЕ

Реализация схемы противотока проверяется по знакам расходов.

Алгоритм расчета при противотоке аналогичен процедуре прямотока, но дополнительно требует итераций, т.к. входные данные имеются на противоположных сторонах поверхности теплообмена. В качестве начального приближения для неизвестной выходной энтальпии, с которой начинается расчет, берутся ее значения с предыдущего временного шага. Для обеспечения совпадения заданного значения и расчетного значения энтальпии начальное значение корректируется. Расчет с коррекцией повторяется необ-

ходимое число раз до обеспечения сходимости. Для ускорения сходимости при выборе новых значений энтальпии применяется метод Эйткена, что позволяет получить сходимость итераций не более чем за 4-40 итераций с точностью 1 Дж/кг.

Для продолжения расчета на следующем временном шаге запоминаются все необходимые величины и температурные поля.

Затем полученные интегральные потоки тепла по каждой стороне передаются сетевым теплогидравлическим моделям.

Тесты, выполненные для определения точности программы, показали, что достаточно иметь около 50 участков трубки для получения быстрого и достаточно точного кода.

При существующем оборудовании на теплообменных поверхностях накапливается шлам. Кроме того, проектные параметры и реальные не всегда совпадают. Для обеспечения совпадения входных и выходных параметров оборудования с данными модели существует способ настройки модели с использованием корректирующего множителя в коэффициенте теплоотдачи (один на весь теплообменник), при помощи которого подстраиваются наблюдаемые температуры.

ЗАМЫКАЮЩИЕ СООТНОШЕНИЯ ДЛЯ КОЭФФИЦИЕНТОВ ТЕПЛОТДАЧИ ПРИ РАСЧЕТЕ КОЖУХОТРУБНОГО ТЕПЛОБМЕННИКА

Коэффициент теплоотдачи в условиях вынужденной конвекции (жидкость или перегретый пар)

Для определения коэффициента теплоотдачи в случае однофазного теплообмена с теплоносителем в трубках теплообменника используются следующие формулы для расчета критерия Нуссельта:

$$Nu = 3.66 \text{ при } Re < 2300, \quad (25)$$

$$Nu = 3.66 \left(\frac{Re}{2300} \right)^{1.565 + 0.272 \ln(Pr)} \text{ при } 2300 \leq Re < 10^4, \quad (26)$$

$$Nu = 0.023 Re^{0.8} Pr^{0.4} \text{ при } Re \geq 10^4. \quad (27)$$

Полученное значение Nu подставляется в соотношение $\alpha = \frac{\lambda}{d} Nu$, где λ - коэффициент теплопроводности циркуляционной воды, вычисленный по средней температуре между температурой воды на входе и выходе из конденсатора; d - внутренний диаметр трубки.

Расчет коэффициента теплоотдачи при конденсации пара на наружной поверхности трубок

Особенностью рассматриваемой модели, по сравнению с известными моделями теплообменников, является учет в конденсаторе турбоустановки влияния неконденсирующихся газов по методикам [4,5] на теплообмен.

Коэффициент теплоотдачи для конденсации неподвижного пара на одиночной трубке

Зависимость для расчета среднего коэффициента теплоотдачи при конденсации неподвижного пара на вертикальной стенке [4]:

$$\alpha_{вер} = \frac{4}{3} \sqrt[4]{\frac{\rho_k^2 \lambda_k^3 g}{4 \mu_k (t_n - t_{cm}) h}}, \quad (28)$$

для горизонтальной трубы:

$$\alpha_{20p} = 0.7284 \sqrt[4]{\frac{\rho_k^2 r \lambda_k^3 g}{\mu_k (t_n - t_{cm}) d_1}}, \quad (29)$$

где H - высота вертикальной стенки; ρ_k - плотность конденсата, кг/м³; r - удельная теплота парообразования, Дж/кг; λ_k - теплопроводность конденсата, Вт/(м·К); μ_k - динамическая вязкость конденсата, Па·с; g - ускорение силы тяжести, м/с²; t_n - температура насыщения пара, °С; t_{cm} - температура стенки, °С; d_1 - наружный диаметр трубки, м.

При расчете по формулам (28), (29) значения ρ_k , λ_k и μ_k выбираются по средней температуре $(t_n + t_{cm})/2$, а r - по температуре насыщения пара t_n .

Приведенные соотношения получены с учетом ряда допущений и ограничений:

- течение пленки по поверхности ламинарное;
- конденсация насыщенного пара;
- температура стенки постоянна;
- в пленке отсутствует конвективный перенос теплоты, учитывается только перенос теплоты теплопроводностью в направлении, нормальном к поверхности пленки;
- силы инерции по сравнению с силами вязкости и гравитации пренебрежимо малы;
- между паром и пленкой нет трения;
- температура внешней поверхности пленки постоянна и равна температуре насыщенного пара;
- силы поверхностного натяжения пленки не влияют на характер ее течения.

Формулы (28), (29) для вертикальной трубки можно представить в виде

$$\alpha_{вер} = A / \sqrt[4]{H \Delta t_{пл}}; \quad (30)$$

для горизонтальной трубки

$$\alpha_{20p} = 0.77 A / \sqrt[4]{d_1 \Delta t_{пл}}; \quad (31)$$

где $\Delta t = t_n - t_{cm}$; $A = \frac{4}{3} \sqrt[4]{\frac{\rho_k^2 r \lambda_k^3 g}{4 \mu_k}}$.

Влияние скорости пара и геометрии пучка на теплоотдачу при конденсации

По опытным данным ВТИ в области давлений пара $p_n = (5-100)$ кПа, температурных напоров $\Delta t = 2.5-15$ °С и $Re_n = 500-6000$ получено уравнение для случая конденсации движущегося пара на горизонтальной трубке

$$\frac{\alpha_n}{\alpha_H} = 28.3 \Pi \text{Nu}_H^{-0.5}, \quad (32)$$

где α_n и α_H - соответственно коэффициенты теплоотдачи при конденсации движущегося и неподвижного пара;

$\Pi = \frac{\rho_n w_n^2}{\rho_k g d_1^2}$; ρ_n - плотность сухого насыщенного пара; w_n -

скорость пара (принята постоянной по длине трубки); $\text{Nu}_H = \frac{\alpha_H d_1}{\lambda_k}$ - число Нуссельта

при конденсации неподвижного пара.

На основании теоретического анализа и опытных данных получена зависимость для расчета среднего коэффициента теплоотдачи для конденсации пара в горизонтальных трубных пучках конденсаторов:

$$\frac{\alpha_{\eta}}{\alpha_H} = 19 \Pi^{0.1N} u_H^{-0.8} \left(1 + \frac{z}{2}\right)^{0.33} \left(\frac{f}{F}\right)^{0.15}, \quad (33)$$

где z – количество горизонтальных рядов труб в пучке; $\frac{f}{F}$ – параметр набегания пара на трубный пучок; f – площадь проходного сечения для пара в узком сечении между трубками по периферии трубного пучка; F – площадь поверхности теплообмена трубного пучка; значение Π рассчитывается по скорости пара на входе в пучок w_{H0} . Для конденсатора с поверхностью охлаждения 9115 м² и диаметром трубок 28x1 мм относительный параметр набегания на трубный пучок принимался равным 0.00673.

Расчет теплообмена при конденсации пара в присутствии воздуха

Для случая практически полной конденсации пара в конденсаторе турбины и при использовании среднелогарифмического температурного напора зависимость для коэффициента теплоотдачи из паровоздушной смеси α_{CM} , полученную на основе экспериментальных данных, можно представить в виде [5]:

$$\frac{\alpha_{CM}}{\alpha_{\eta}} = 1 - 0.56 \lg(g_{B3} + 1), \quad (34)$$

где $g_{B3} = \epsilon_0 g_n$ – удельная воздушная плотность (нагрузка) поверхности (т.е. расход воздуха, содержащегося в поступающем паре, отнесенный к единице поверхности охлаждения); g_n – удельная паровая нагрузка поверхности; ϵ_0 – относительное содержание воздуха в смеси.

Результаты тестовых расчетов модели теплообменника

Выполнены тестовые расчеты номинального и переходных режимов работы конденсатора паровой турбины К-1000-60/1500-2, а также проведено сравнение полученных результатов с результатами заводских расчетов [3] для указанных ниже параметров конденсатора.

Таблица 1

Параметры конденсатора турбины К-1000-60/1500-2 при различных значениях $D^{ном}_K$ и $t^{в_1}$ при расходе охлаждающей воды $Q = 56521$ т/ч (100% от $Q^{ном}$) $t^{в_1} = 15^\circ\text{C}$

Степень нагрузки, %	40	60	80	100	120	150	
Расход воды, кг/с	127.78	191.66	255.55	319.44	383.33	479.16	
Результаты расчета	Δt , °C	4.2	6.3	8.3	10.3	12.4	15.3
	Δt_n , °C	20.1	22.7	25.3	27.9	30.4	34.2
	p_k , кПа	2.519	2.989	3.461	3.928	4.392	5.476
Результаты заводского расчета	Δt , °C	4.2	6.2	8.3	10.3	12.4	–
	Δt_n , °C	21.0	23.3	26.0	28.6	31.3	–
	p_k , кПа	2.487	2.860	3.357	3.925	4.568	–

ВЫВОДЫ

Разработан алгоритм расчета нестационарного теплообменника, пригодный для нестационарных расчетов в режиме реального времени для двухфазных сред, в схемах течения прямотока и противотока с автоматическим определением схемы течения.

Для работоспособности модели при низких или близких к нулю скоростях в уравнении баланса тепла наряду с нестационарным членом добавлен учет продольной диффузии тепла в теплоносителе.

Применен метод численного интегрирования по поверхности теплообмена.

Для расчета теплофизических свойств в качестве основных переменных используются давление и энтальпия.

Точность расчета по алгоритму полностью удовлетворяет требованиям для тренажеров, что демонстрирует приведенная таблица.

Алгоритм применен в тренажере Калининской АЭС для модели конденсатора турбины.

Авторы выражают признательность д.т.н., профессору В.В. Ягову (каф. ИТФ МЭИ) за конструктивную критику выбора замыкающих соотношений, полученную в процессе работы над моделью.

Литература

1. Казанцев А.А., Левченко В.А. Динамическая модель конденсатора АЭС для тренажера//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2001. - №1. – С. 46-56.
2. Михеев М.А., Михеева И.М. Основы теплопередачи. Изд. 2-е, стереотип. - М.: Энергия, 1977. – 344 с.
3. Технический отчет по теме: “Тепловые испытания турбоустановки К-1000-60/1500 -2 ПОАТ ХТТЗ и энергоблока 1000 МВт ст. №1 Запорожской АЭС. Том I, II. – Южтехэнерго, 1987.
4. Берман С.С. Теплообменные аппараты и конденсационные устройства турбоустановок. - М.: Машгиз, 1959. - 420.
5. Шкловер Г.Г., Мильман О.О. Исследование и расчет конденсационных устройств паровых турбин. - М., 1985.

Поступила в редакцию 12.03.2001

55-летию Государственного научного центра Российской Федерации-Физико-энергетического института им. академика А.И. Лейпунского и 50-летию пуска первого жидкометаллического стэнда посвящается

ОТ ВЫБОРА ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ ДЛЯ ЯЭУ К АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ XXI ВЕКА

А. Д. Ефанов, Ф. А. Козлов

В конце сороковых - в начале пятидесятих годов А.И. Лейпунский, предлагая использовать жидкие металлы в качестве теплоносителей для атомной энергетики, писал, что "наиболее вероятным является применение двух теплоносителей: 1 - эвтектический сплав свинец-висмут (43,5 по весу свинца) с температурой плавления 125°C; 2 - сплав щелочных металлов натрия (40 по весу) и калия с температурой плавления около 0°C". В работах, выполненных в лаборатории "В" под его руководством, было показано, что "охлаждение жидкими металлами в таких системах вполне применимо, т.к. поглощение быстрых нейтронов натрием, калием, свинцом, висмутом, железом, хромом, никелем незначительно".

В эти годы институтом был выдвинут ряд предложений по созданию

- ядерной энергетической установки для атомной подводной лодки;
- опытных реакторов прототипов будущих АЭС как на быстрых, так и на тепловых нейтронах;
- ядерной энергетической установки для космических аппаратов.

Теплоносителями для них были определены следующие в АПЛ - эвтектический сплав свинец-висмут, в ЯЭУ для космоса - эвтектический сплав натрий- калий, а в обоих вариантах прототипов будущих АЭС - щелочные металлы.

Дальнейшие работы по ЯЭУ для АПЛ сконцентрировались на установке 27/ВТ, для космоса - на установках БУК И ТОПОЛЬ, а для аппарата БР-5 -первого прототипа будущих АЭС - теплоносителем первого контура был выбран натрий, а для второго контура - эвтектический сплав натрий-калий. Такое решение имело целевую установку - получение практического опыта и принятие на его основе решения о теплоносителе для будущих АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. Работы по реакторам на тепловых нейтронах с натриевым теплоносителем были прекращены.

При выдвижении предложений по созданию ЯЭУ, охлаждаемых жидкими металлами, не только институт (лаборатория "В"), но и страна практически не имели экспериментальной базы для исследования жидких металлов как теплоносителей. Не было и конструкторских бюро, имевших опыт работы в этой области, а тем более - соответствующей промышленной инфраструктуры. Все это было необходимо создавать!

В этой связи понятно стремление А.И. Лейпунского и других руководителей института привлечь широкий круг организаций СССР к работам, связанным с освоением жидких металлов как теплоносителей. В этом направлении была проделана громадная работа: в эти годы было выпущено более 30 технических заданий и технических условий на исследование самого широкого круга вопросов, связанных с использованием жидкометаллических теплоносителей в ядерной энергетике. К сотрудничеству удалось привлечь ряд организаций: ЭНИН, ВИАМ, МЭИ. Интересна характеристика результатов работы двух первых организаций в тезисах отчетного доклада А.И. Лейпунского за 1950 г.:

«III. Работы по теплопередаче и гидравлике расплавленных металлов В ЭНИН (т. Михеев) были сделаны измерения теплопередачи в сплаве Pb-Bi при скоростях до 6 м/с.

Измерены гидравлические сопротивления для Pb- Bi. Результаты этих измерений дают возможность рассчитывать гидравлические сопротивления, т. к. показывают, что для жидких металлов можно считать так же, как и для других жидкостей.

IV. Подбор материалов стойких в расплавленных металлах

В ВИАМ работы велись настолько плохо, что мы вынуждены были сами поставить необходимые опыты, результаты которых показали, что в сплаве Pb-Bi стойкими оказываются хромистые стали типа ЭЖ и стали типа ЭЯ1Т.

В Na-K эти стали и ряд других ведут себя прилично...»

Можно констатировать, что хотя количество организаций, занимающихся жидкими металлами как теплоносителями ЯЭУ, увеличилось, приходилось работать над созданием собственной экспериментальной базы с жидкими металлами: в 1951 г. пускается первый стенд с жидкометаллическим теплоносителем, 24 июля 1954 г. организован теплофизический отдел (В.И. Субботин) в составе трех лабораторий (Б.Н. Зенкевич, П.Л. Кириллов, Х.А. Хачатуров), в 1956 г. создана крупнейшая в СССР лаборатория по исследованию щелочных металлов как теплоносителей. Всего по проблемам теплофизики за эти годы было создано 23 лаборатории (последняя в 2001 г.).

Достаточно полное представление о масштабе работ, проделанных за пять с небольшим лет, дают труды Всесоюзной научно-технической конференции по использованию металлов в качестве теплоносителей, состоявшейся в лаборатории "В" в период с 13 по 17 декабря 1955 г. В конференции приняло участие 109 человек из 22 внешних организаций. От лаборатории "В" было зачитано более 13 докладов. От теплофизиков с докладами выступили В.И. Субботин, П.Л. Кириллов, М.Х. Ибрагимов, П.А. Ушаков, В.Ф. Кузнецов, Г.И. Гуцин.

В решении конференции отмечено, что в Советском Союзе заложены основы по изучению жидких металлов как теплоносителей, что в ЭНИН, ЦКТИ, лаборатории "В", ЦАГИ изучен ряд вопросов, представляющих практический интерес для реакторостроения. Из шести рекомендаций конференции здесь следует отметить две:

- по организации при МСМ совета по связи с институтами и координации работ по теплопередаче, подбору и изучению конструкционных материалов, приборам, арматуре и насосам в количестве 19 человек;
- по организации созыва один раз в два года межведомственных конференций с целью подведения итогов работы и обмена опытом.

Последняя рекомендация привела к традиции регулярного проведения подобных конференций, которые, начиная с 1976 г., стали практически ежегодными, а некоторые из них и международными. Они проводятся под девизом "ТЕПЛОФИЗИКА-NNNN" (эмблема конференций - ТФ-NN).

Из трудов конференций и многих других документов следует, что в эти годы основное внимание уделялось вопросам теплогидравлики жидких металлов, коррозии материалов в них. Обсуждались вопросы химического анализа ЖМТ. Однако вопросы физической химии и технологии ЖМТ в эти годы не ставились и не обсуждались.

Эти вопросы для щелочных металлов были поставлены практикой освоения экспериментальных стендов с натрием и сплавом натрий-калий в 1956 г., а для свинца-висмута - неудачей вторых кампаний стенда 27/ВТ и аварийного перегрева активной зоны на атомной подводной лодке проекта 645 с теплоносителем свинец-висмут в 1968 г. Стало очевидным, что теплофизика жидкометаллических теплоносителей, кроме теплогидравлики, должна включать в себя еще один важный раздел - физическую химию процессов в циркулирующих теплоносителях и технологию работы с теплоносителями.

В результате более чем пятидесятилетнего опыта освоения жидких металлов - натрия, эвтектических сплавов натрий-калий и свинец-висмут, литья - был выполнен комплекс исследований, заложивших научные основы теплогидравлики, физической химии и технологии применения жидких металлов как теплоносителей ЯЭУ. Это позволило научно обосновать и практически реализовать высокоэффективные технологические процессы и создать совместно с конструкторскими организациями и отечественной промышленностью аппараты и системы, обеспечившие успешную эксплуатацию принципиально новых ядерных энергетических установок с оригинальными научно-техническими решениями, не имевшими аналога в мировой практике

- промышленная АЭС БН-600 с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, которая успешно эксплуатируется уже более 21 года;
- энергетические установки БУК и ТОПОЛЬ с теплоносителем натрий-калий для космоса;
- энергетические установки для подводной лодки с теплоносителем свинец-висмут.

Получен уникальный опыт эксплуатации установок данного типа. О высокой оценке вклада теплофизиков в эти работы свидетельствует факт присуждения Ленинской и двух Государственных премий сотрудникам, награждения многих из них орденами и медалями.

Научно-технические основы применения жидкометаллических теплоносителей и опыт эксплуатации установок с ЖМТ обобщен в 22 монографиях, написанных сотрудниками ФЭИ, 19 из них сотрудниками теплофизического отделения.

Результаты выполненной работы убедили нас, что для повышения безопасности ЯЭУ с жидкометаллическими теплоносителями, улучшения их экономических и экологических характеристик необходимо более глубокое понимание фундаментальных закономерностей, определяющих теплогидравлические, физико-химические и массообменные процессы. Исследования этих процессов явились основой для написания и успешной защиты 24 докторских диссертаций. Мы убеждены, что получение новых фундаментальных знаний позволит создать новые технологические процессы как для ЯЭУ нового поколения, так и для неядерных отраслей промышленности.

Успешное проведение этих работ возможно, т.к. сохранились уникальная экспериментальная база и высококвалифицированный кадровый потенциал.

Наш институт в настоящее время обладает экспериментальной базой для исследования вопросов теплогидравлики, физической химии, технологии и коррозии конструкционных материалов в жидкометаллических теплоносителях в различных режимах работы ЯЭУ, включая возможные аварийные ситуации. По своим масштабам и возможностям она является единственной в мире и включает в себя

- семь натриевых стендов для исследования теплофизики активных зон и парогенераторов, четыре стенда для исследования по технологии и физической химии натриевого теплоносителя;
- четыре стенда (два с воздухом и два с водой) для исследования вопросов гидродинамики;
- четыре стенда для исследования коррозии конструкционных материалов в натрии и сплаве натрий-калий;
- семь стендов с теплоносителем свинец-висмут эвтектического состава и три стенда со свинцовым теплоносителем;
- экспериментальные установки для исследования характеристик натриевых пожаров, систем и средств пожаротушения, поведения аэрозолей и разработки систем очистки воздуха от них.

Сохранился и кадровый потенциал: работают четырнадцать докторов наук, более пятидесяти кандидатов наук и более двухсот инженерно-технических работников. Ве-

дущие сотрудники ГНЦ РФ-ФЭИ являются участниками различных комитетов МАГАТЭ, программных комитетов, отраслевых, российских и международных конференций. Ими ежегодно представляются десятки докладов на конференции различного уровня и статей в научные журналы.

Институт имеет устойчивые связи с большим количеством предприятий и организаций в России и СНГ, специализирующихся по проблемам получения и использования ВЧЛМ.

Над проблемами создания АЭС с реакторами на быстрых нейтронах следующего поколения институт работает совместно с ОКБМ, ОКБ "Гидропресс", ГНЦ РФ НИИАР, НИ-КИЭТ, обладающими большим опытом работы в этой области и высококвалифицированными специалистами. Ведутся работы по ускорительно управляемым системам. Продолжается эксплуатация АЭС БН-600, экспериментального быстрого реактора БР-10 в г. Обнинске и прототипа промышленной АЭС БОР-60 в г. Димитровграде.

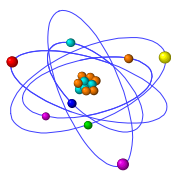
СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ РАБОТ С ЖМТ

В настоящее время экспериментальная база и научные кадры вследствие ограниченного финансирования, отсутствия перспективных долгосрочных программ и планов их реализации используются недостаточно эффективно. Исключение из этого в последние годы составляют, пожалуй, работы по новому теплоносителю, СВИНЦУ для установки БРЕСТ-ОД-300.

Тем не менее, благодаря поддержке Минатома и Миннауки, а также за счет прямых контактов с конструкторскими, проектными и эксплуатирующими организациями и контрактов с иностранными атомными центрами и фирмами в последние годы велись систематические исследования, направленные на получение новых фундаментальных знаний в области теплогидравлики, физической химии ЖМТ для перспективных ЯЭУ и применение разработанных ЖМТ технологий в неядерных отраслях промышленности (металлургия, солнечная энергетика, переработка нефти и газа, энергосберегающие технологии, получение особочистых металлов и аэрогелей).

По многим перспективным ЯЭУ и по применению разработанных технологий ЖМТ в неядерных отраслях промышленности ведется сотрудничество как в рамках МАГАТЭ, так и с конкретными странами: Франция, США, Германия, Япония, Италия, Южная Корея, Китай, Индия и др.

Поступила в редакцию 9.06.2001



Ἰ ΕΓΓΕΝΟΑΘΝΟΑΤ Ἰ ΑΔΑСТΑΑΓΕΒ ΘἸΝΝΕΕΝΕΤΕ ΟΑΑΑΒΑΟΕΕ
Ἰ ΕΓΓΕΝΟΑΘΝΟΑΤ ΘἸΝΝΕΕΝΕΤΕ ΟΑΑΑΒΑΟΕΕ Ἰ Ἰ ΑΟἸ Ἰ ΤΕ ΥἸΑΒΑΕΕ
ΕἸ Ἰ ΟΑΔἸ "ΘἸ ΝΥἸ ΑΔΑΤ ΑΟἸ "
Ἰ ΑἸ ΕἸ ΝΕΕΕ ΕἸ ΝΟΕΟΟ ΑΟἸ Ἰ ΤΕ ΥἸΑΒΑΑΟΕΕ

VII Ἰ ἈΕΑΟἸ ἈΘἸ ἈἸ ἈΒ ΕἸ Ἰ ΟΑΔΑἸ ΟΕΒ "ΑΑÇĪ Ἰ ἈÑĪ Ἰ ÑÒÛ ἈΥÑ È Ἰ Ἰ ἈÃĪ ÒĪ ἈÊÀ ÊÀÄΘĪ Ἀ"

Ἰ αἰ εἰ ñê, 8-11 Ἰ èòýáðÿ 2001ã.

НА КОНФЕРЕНЦИИ ПРЕДПОЛАГАЕТСЯ ОБСУДИТЬ СЛЕДУЮЩИЕ ПРОБЛЕМЫ:

1. Надежность и безопасность ядерных энергетических установок.
2. Подготовка кадров для ядерной промышленности.
3. Диагностика и надежность оборудования АЭС.
4. Вывод АЭС и предприятий ЯТЦ из эксплуатации.
5. Ядерная безопасность вне реакторных технологий.
6. Радиационная и экологическая безопасность.

Рабочие языки конференции - русский и английский.

ВО ВРЕМЯ РАБОТЫ КОНФЕРЕНЦИИ БУДУТ ОРГАНИЗОВАНЫ СЛЕДУЮЩИЕ МЕРОПРИЯТИЯ:

1. Выставка технологий, проектов, приборов, оборудования и продукции.
2. Рабочее совещание по проблемам утилизации плутония.
3. "Круглые столы" по различным аспектам.

В ходе конференции будут проведены экскурсии в научно-исследовательские институты города, на Первую АЭС.

Заявки на участие в конференции и тезисы докладов объемом до 2 с.
направлять в оргкомитет до 10 июля 2001 г.

Тезисы желательно присылать в виде твердой копии и в электронном виде на дискетах или по электронной почте в формате Microsoft Word (формат А4, двойной интервал, 12 pt, поля обычные, шрифт Times New Roman). Если Вы участвуете в конференции заочно, то объем доклада не должен превышать 1 страницу. Пожалуйста, указывайте подробно свои координаты: почтовый адрес, телефон, факс, электронная почта.

Оргкомитет приглашает спонсоров к взаимовыгодному сотрудничеству и участию в работе конференции. Список лиц, принявших участие в финансировании конференции, будет соответствующим образом отражен в программе и материалах конференции, а также в журнале "Известия вузов. Ядерная энергетика."

ВЗНОСЫ ЗА КОНФЕРЕНЦИЮ

1. Регистрационный взнос на одного человека составляет эквивалент **10 \$US** на момент перечисления взноса (в него включен взнос за публикацию одного доклада эквивалент 5 \$US и оргвзнос 5 \$US).

2. Предоставляются студенческие скидки: эквивалент 5 \$US.

3. Взносы за публикации каждого доклада сверх одного, включенного в регистрационный взнос, эквивалент 5 \$US.

4. Возможно **заочное** участие в конференции (если Вы не можете приехать на конференцию по каким-либо причинам). В этом случае взнос включает плату только за публикацию (эквивалент 5 \$US).

ВНИМАНИЕ. За участие в конференции НДС не взимается (писать в платежном поручении)

Подтверждение о Вашей регистрации будет отправлено Вам по почте после получения регистрационной формы, доклада и оплаты. Детальная информация об оплате приведена в регистрационной форме

РЕГИСТРАЦИОННАЯ ФОРМА

VII МЕЖДУНАРОДНАЯ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ "БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС И ПОДГОТОВКА КАДРОВ"

Обнинск, Россия
8-12 октября 2001 г.

Пожалуйста, отправьте эту форму электронной почтой по адресу:
sni@iate.obninsk.ru до 30 июня 2001 г.

Заполните форму

Фамилия:

Имя:

Отчество:

Организация (Университет/Компания):

Полный почтовый адрес:

Телефон:

Факс:

Электронная почта:

ВЗНОСЫ ЗА КОНФЕРЕНЦИЮ

Пожалуйста, отметьте способ вашего участия.

1. **Прямое участие** (регистрационный взнос составляет руб. эквивалент 10 \$US на момент перечисления взноса).

2. **Студент** (студенческие скидки рублевый эквивалент 5 \$US).
Для предоставления скидок студенты должны представить документальное
свидетельство: письмо от заведующего кафедрой или студенческий билет.

3. **Заочное участие** (взносы будут включать только стоимость публикаций;
студенческие скидки на этот пункт не распространяются).

ФОРМА ОПЛАТЫ

Независимо от формы участия в конференции предварительно (до 25 июня) Вы должны оплатить стоимость публикаций. Это нужно сделать банковским переводом на наш счет:

Обнинский институт атомной энергетики (Оргвзнос конф. "Безопасность АЭС и подготовка кадров - 2001")

Расчетный счет: 40503810100002000024 В РКЦ ЦБ РФ г.Обнинска

ИНН 4025000793

БИК 042913000

ОКПО 02066368

ОКНХ 95120

В платежном поручении обязательно указывается фамилия участника.

Остальная часть оплаты (регистрационные взносы) может быть произведена по прибытии.

Подтверждение о Вашей регистрации будет отправлено Вам почтой (электронной почтой) после получения регистрационной формы, тезисов доклада и оплаты. Доклады не будут приняты к рассмотрению без оплаты стоимости публикаций до 30 июня 2001 г.

Председатель оргкомитета
ректор Обнинского института атомной энергетики д.т.н. проф. Н.Л. Сальников

Дополнительную информацию можно получить по адресу:
249040, г. Обнинск Калужской обл., Студгородок, I. ИАТЭ.
Начальник научно-исследовательского сектора
к.ф.-м.н., В.Ф. Украинцев

Оргкомитет VII Международной конференции
"Безопасность АЭС и подготовка кадров"
E-mail: sni@iate.obninsk.ru
Контактный телефон: (08439)3-91-08, факс: (08439)7-08-22
<http://www.iate.obninsk.ru>

ABSTRACTS OF THE PAPERS**УДК 519.714.1:621.039.58**

Non-asymptotic Model for System Reliability with Built-in Control | A.V. Antonov, A.V. Dagayev, V.A. Chepurko; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 7 pages, 5 illustrations, 1 table.- References, 6 titles.

The paper considers method of calculation for system reliability with a build-in control of trouble-free operation subjected to recovery after failure. The model is developed permitting to calculate non-asymptotic and asymptotic availability coefficient. The comparison of reliability indexes is performed, and the literature is briefly summarized for given subject.

УДК 519.217:621.039.58

The Development of Optimization Criterion for NPP Unit Life Time | O.M. Gulina, A.A. Zgiganshin, V.A. Chepurko; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 5 pages, 2 illustrations.- References, 7 titles.

There is developed the optimization criterion for NPP unit lifetime depending on both safety demands and economical cost. The new results for the operation cost due to equipment unreliability are obtained by using of Markovian model. To make decision about life time extension the method of zero level crossing is suggested for different kinds of information about criterion parameters.

УДК 621.039+621.039.586

Application of Neural Network for Main Circulation Pumps Diagnostic | S.T. Leskin, V.V. Valuy, D.G. Zarugin Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 7 pages, 4 illustrations, 1 table.- References, 8 titles.

The application of Neural Network for VVER 1000 Main Circulation Pumps Diagnostic is discussed. On The base of selected Model and principles of education the Neural Network is developed. The results of application of the Neural Network, previously educated on the fifth block NV NPP and the first block Kalinin NPP data, are presented. The sensitivity analyze of the Neural Network for the entering data was carried out to outline the most influencing on the education process of MCP anomalies conditions recognizing.

УДК 621.039.526

«Cold» Nuclear Reactor with Direct Nuclear - Electric Energy Conversion Based on Secondary Electrons within the Frame of Nuclear Material Non – Proliferation | V.B. Anufrienko, G.N. Kazantsev, V.P. Kovalev, A.G. Matkov, G.M. Pshakin, M.Ya. Khmelevsky; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 8 pages, 4 illustrations, 2 table.- References, 8 titles.

One of the problems in developing nuclear power at the current stage consists in non - proliferation of nuclear materials (NM) and technologies which can be used for constructing explosive devices.

So the attempt to make the equipment and power units requirements more stringent is justified. These requirements could provide a higher level of resistance to proliferation and unauthorized use of NMs at all the stages of nuclear fuel cycle. In this respect additional possibilities are revealed when developing new ways of direct conversion of nuclear power into the electric one.

This paper considers the concept of a nuclear reactor with direct (avoiding a thermal stage) conversion of nuclear energy into electric energy by means of accumulation of secondary electrons (SE) generated in the substance by fission fragments. The conversion technique is based on the use of electrogenerating elements (EGEs) which simultaneously are reactor fuel cores in the form

of fine - film multilayer structures (hundred thousands of layers) which consist of fissile and structural materials. The conversion efficiency is up to 30 %.

In the paper consideration is given to a cell - converter of uranium fission fragments energy into electric energy, based on which the EGE has been designed. Besides, one of the options of «cold» reactor - converter is described as well as some calculational and experimental studies are indicated. They are required for the further development of design and for perfection of methods for calculation of proposed reactor -converter parameters.

УДК 504.064+504.423

Procedure of Sensitivity and Uncertainty Estimation for the box Model of Pollution Transport by Sea \ A.N. Ershov, D.A. Kamaev, O.V. Shershakov; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 7 pages, 6 illustrations.- References, 6 titles.

The present work is devoted to elaboration of the procedure of sensitivity and uncertainty estimation for the box model of pollution transport by sea. For sensitivity estimation of the model relatively to small perturbations of input data and parameters, the transition to conjugated system of equations have been used. The problem of uncertainty estimation of modeling, caused by inexact knowledge of model parameters and input data. This problem removes to laborious problem of global optimization. In respect to the box model such approach is inapplicable, because of large dimension of parameters space. There is shown the procedure of finding conservative estimates of uncertainty in the work, based on interval mathematics. There are demonstrated the results of computations, illustrating the efficiency of suggested procedure of uncertainty estimation.

УДК 504.4:621.039

The Modeling of the Radionuclide Transportation in Reservoirs Located in the Head Part of the East Ural Radioactive Trace \ P.M.Stukalov, A.I.Smagin; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 8 pages, 3 illustrations.- References, 7 titles.

It is presented the results of modeling for the radioactive contamination dynamics of the reservoirs located in the East Ural trace head part. The satisfactory comparison of experimental data and calculated results is shown.

УДК 621.039.73

Estimation of the research light water reactor release influence on the population exposure \ M. Moniri, V.E. Cherkashin; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 7 pages, 2 illustrations, 6 tables.- References, 8 titles.

The preliminary results of the calculation of the population irradiation dose values are presented during the normal operation and the hypothetical design accident of the light water research reactor. The thermal reactor power was adopted equal to 10 MW. The stack height is equal to 100 m. The supposed reactor site is located near Isfahan city (Iran). The radionuclide composition of the reactor for the different situations are estimated. The collective dose values for the largest cities located near this reactor are in the range from $2.17 \cdot 10^{-6}$ man*Sv/yr (Falavarjan city) to $1.45 \cdot 10^{-4}$ man*Sv/yr (Isfahan city). The average annual individual dose value for this region is equal to $1.0 \cdot 10^{-11}$ Sv/yr approximately and it is not higher than 0.0005% of the external irradiation dose connected with the natural radionuclides and with the "global" radioactive environment contamination. Annual ^{137}Cs fallout is in the range of 0.02-0.2 mBq/m², which is equal to 10⁻⁷-th fraction of the accumulated soil activity after the atmospheric nuclear tests.

УДК 621.039.51

On Some Modifications of the Point Reactor Kinetics Equations \ B.D.Abramov; Editorial board of Journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika" (Communications of Higher

Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. - 8 pages. - References, 21 titles.

In the paper some new modifications of the conventional point kinetics equations are proposed. The equations are provided an arbitrary functional, shape functions and delayed neutron precursors decay constants definitions and are intended for the description of the neutron flux evolution in nuclear reactor with fuel as an arbitrary mixture of the fissile nuclides

УДК 621.039.51

Calculational Benchmark – Test Model of BR-10 Reactor\A.V. Lyapin, N.A. Prochorova, E.P. Popov, S.V. Zabrodskaia, A.G. Tzikunov; Editorial board of Journal “Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetica” (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 8 pages, 1 illustration, 7 tables.- References, 2 titles.

This article contains the international of fast reactor BR-10 on radioactive characteristics of irradiated materials. The purpose of this benchmark is to increase the accuracy and reliability mentioned above characteristics by comparison of different constant sets and codes.

УДК 621.039.51

Calculational Benchmark on Activation of Constructional Materials of Research Reactor AM\ R.I. Mukhamadeev, A.P. Suvorov; Editorial board of Journal “Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetica” (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 5 pages, 2 illustrations, 4 tables.- References, 4 titles.

Description of developed calculational benchmark for the First NPP decommission is given. Two base functionals are supposed to calculate in the benchmark: 1) absolute neutron flux density (as function of neutron energy and distance from the core); 2) specific induced activity (as function of distance from the core and time after reactor shut-down).

УДК 621.039.51

Calculations of Netronic Characteristics of EAP-80 Reactor\ P. Pereslavytsev, D. Sahrai; Editorial board of Journal “Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetica” (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 11 pages, 17 illustrations, 11 tables.- References, 8 titles.

The subcritical reactor core with different type fuels loaded was investigated. Highly enriched fuel of the German SNR fast breeder reactor as well as the Superphenix fuel can be successfully installed in the active region of the subcritical reactor. The irregularities in the heat generation naturally occurring in the core in this case could be reduced by replacing the empty fuel boxes in the outer rounds of the core with lead-bismuth eutectic.

УДК 621.039.586

Code PPRKRS Abstract\ M.V. Kachtcheev; Editorial board of Journal “Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetica” (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 5 pages.

The brief information about the program of calculation of corium interaction with VVER reactor internals and vessel under severe accident is presented. The program enables to predict the reactor vessel failure with the account of stratification of corium components.

УДК 621.311.25:621.384.01(043)

Transient Model of Two-phase Flow Heat Exchanger for NPP Simulator\ A.A. Kazantsev, V.A. Levchenko; Editorial board of Journal “Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetica” (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 10 pages, 3 illustrations, 1 table.- References, 5 titles.

In the paper the description of a mathematical model of the two-phase flow transient heat exchanger, designed for NPP simulator is set up briefly. It was developed for real time calculations.

НАШИ АВТОРЫ

Б.Д. Абрамов – к.ф.-м.н., ведущий научный сотрудник Государственного научного центра Российской Федерации – Физико-энергетического института (ГНЦ РФ-ФЭИ).

А.В. Антонов – д.т.н., профессор кафедры «Автоматизированные системы управления» ОИАТЭ.

В.Б. Ануфриенко – д.т.н., профессор, главный научный сотрудник, советник директора ГНЦ РФ-ФЭИ.

О.М. Гулина – к.т.н., доцент кафедры «Автоматизированные системы управления» Обнинского института атомной энергетики. Область научных интересов: математические модели процессов старения в оборудовании АС, оптимизация сроков службы оборудования АС.

А.В. Дагаев – аспирант кафедры АСУ, магистр техники и технологий, окончил ОИАТЭ в 1998 г.

А.Н. Ершов – аспирант НПО “Тайфун”, закончил в 2001 г. ИАТЭ. Область научных интересов: математическое моделирование, математические модели в экологии.

А.А. Жиганшин – начальник отдела в НИКИЭТ. Закончил в 1984 году МИФИ. Область научных интересов: экономические и технические проблемы управления ресурсом оборудования АС.

С.В. Забродская – научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.

А.А. Казанцев – к.т.н., доцент кафедры теплофизики ОИАТЭ. Закончил Обнинский филиал Московского инженерно-физического института (ОФ МИФИ) в 1981 г. Занимается разработкой моделей основного технологического оборудования и моделированием двухфазных потоков для тренажеров АЭС. В настоящее время работает с.н.с. в ЭНИМЦ «Моделирующие системы».

Г.Н. Казанцев – к.т.н., начальник лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ.

Д.А. Камаев – к.ф.-м.н., начальник лаборатории математических методов ФИАЦ НПО “ТАЙФУН” закончил в 1977 г. ОФ МИФИ. Область научных интересов: ди-

намические системы, математическое моделирование, математические методы в проблемах экологии.

В.П. Ковалев – д.т.н., ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.

В.А. Левченко – в 1981 г. окончил ОФ МИФИ. В настоящее время работает директором ЭНИМЦ «Моделирующие системы». В течение последних 20 лет занимается разработкой, поставкой и гарантийным обслуживанием тренажеров АЭС, разработкой системы моделей основного технологического оборудования в объеме полномасштабного тренажера.

А.В. Ляпин – инженер ГНЦ РФ-ФЭИ.

А.Г. Матков – старший научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.

П.Э. Переславцев – к.ф.-м.н., доцент кафедры общей и специальной физики ОИАТЭ.

Э.П. Попов – старший научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ.

Н.А. Прохорова – инженер ГНЦ РФ-ФЭИ.

Г.М. Пшакин – к.т.н., начальник бюро ГНЦ РФ-ФЭИ.

Д. Сахраи – соискатель кафедры общей и специальной физики.

А.И. Смагин – к.б.н., инженер лаборатории охраны окружающей среды ЦЗЛ-ОНИС ПО «Маяк». Область научных интересов: радиоэкология, экология водных экосистем, моделирование.

П.М. Стукалов – к.т.н., руководитель группы лаборатории охраны окружающей среды ЦЗЛ-ОНИС ПО «Маяк». Область научных интересов: проблемы радиационной безопасности, поведение радионуклидов в окружающей среде, обработка экспериментальных данных и моделирование.

М.Я. Хмелевский – к.т.н., начальник лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ.

А.Г. Цикунов – к.т.н., начальник лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ.

В.А. Чепурко – к.ф.-м.н., доцент каф АСУ. Область научных интересов: математические методы теории надежности.

О.В. Шершаков – аспирант НПО “Тайфун”, закончил в 1999 г. ИАТЭ. Область научных интересов: математическое моделирование, математические модели в экологии.

OUR AUTHORS

B.D. Abramov – Cand. Sci. (Phys.-Math.), leading researcher of the State Scientific Centre of Russian Federation – Institute of Physics and Power Engineering (SSC RF-IPPE).

A.V. Antonov – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the automated control systems department of the OINPE.

V.B. Anufrienko – Dr.Sci. (Engineering), Professor, chief researcher, director's adviser of the SSC RF-IPPE.

V.A. Chepurko – Cand.Sci. (Phys.-Math.), associated professor of the automated control systems department in the OINPE, graduated from the Moscow Engineering and Physics Institute. Scientific interests: mathematical methods of reliability theory.

A.V. Dagaev – post-graduate student of the automated control systems department in the OINPE, master of engineering and technology, graduated from the OINPE in 1998.

A.N. Ershov – post-graduated student of the "Typhoon" SPA, graduated from the OINPE in 2001. Scientific interests: mathematical modelling, mathematical models in ecology.

O.M. Gulina – Cand.Sci. (Engineering), associated professor of the automated control systems department in the OINPE, graduated from the Moscow Engineering and Physics Institute in 1978. Scientific interests: mathematical models of degradation processes in NPP equipment, optimization of NPP equipment lifetime.

D.A. Kamaev – Cand.Sci. (Phys.-Math.), head of laboratory of mathematical methods of the "Typhoon" SPA, graduated from the Obninsk branch of the Moscow Engineering and Physics Institute in 1977. Scientific interests: mathematical modelling, mathematical models in ecology.

G.N. Kazantsev – Cand.Sci. (Engineering), head of laboratory of the SSC RF-IPPE.

A.A. Kazantsev – Cand.Sci.(Engineering), associated professor of the thermal physics department of the OINPE. Graduated from the Obninsk branch of Moscow Physics and Engineering Institute in 1981. Scientific interests: development of modelling of main engineering equipment and two phase flows for NPP simulators. Senior researcher of the "Simulation System Ltd."

M.Ya. Khmelevsky – Cand.Sci. (Engineering), head of laboratory of the SSC RF-IPPE.

V.P. Kovalev – Dr.Sci. (Engineering), leading researcher of the SSC RF-IPPE.

V.A. Levchenko – graduated from the Obninsk branch of Moscow Physics and Engineering Institute in 1981. At present director "Simulation System Ltd." company. During last 20 years is engaged in development, delivery and warranty service of NPP simulators, development of basic equipment models suitable for full scope simulators.

A.V. Lyapin – engineer of the SSC RF-IPPE.

A.G. Matkov – senior researcher of the SSC RF-IPPE.

P.E. Pereslavytzev – Cand.Sci. (Phys.-Math.), associate professor of the common and special physics department of the OINPE.

E.P. Popov – senior researcher of the SSC RF-IPPE.

N.A. Prochorova – engineer of the SSC RF-IPPE.

G.M. Pshakin – Cand.Sci. (Engineering), head of bureau of the SSC RF-IPPE.

D. Sakhray – competitor of the common and special physics department of the OINPE.

O.V. Shershakov – post-graduated student of the "Typhoon" SPA, graduated from the OINPE in 1999. Scientific interests: mathematical modelling, mathematical models in ecology.

A.I. Smagin – Cand.Sci. (Biology), engineer of the environment protection laboratory. Scientific interests: radioecology, ecology of water systems and their modeling.

P.M. Stukalov – Cand.Sci. (Engineering), head of the environment protection laboratory group. Scientific interests: problems of the radioactive safety, the radionuclide transportation in the environment, the treatment of the experimental data and their modeling.

A.G. Tsikounov – Cand.Sci. (Engineering), head of laboratory of the SSC RF-IPPE.

S.V. Zabrodskaia – researcher of the SSC RF-IPPE.

A.A. Zgiganshin – chief of department in NIKIET, graduated from the Moscow Engineering and Physics Institute in 1984. Scientific interests: economical and technical problems of NPP equipment lifetime management.