

624.039,5

В74

ISSN0205—4671

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
“КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ”

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ:

Физика ядерных реакторов

ВЫПУСК

1

2007

621.039.5

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР "КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ" В74

**ВОПРОСЫ
АТОМНОЙ
НАУКИ
И
ТЕХНИКИ**

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

СЕРИЯ:

ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

ИЗДАЕТСЯ С 1989 г.

ВЫПУСК 1

**ДИНАМИКА И БЕЗОПАСНОСТЬ
ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК**

ИЗДАЕТСЯ С 1971 г.

МОСКВА – 2007

41 651 нф

Выпуски "Динамика и безопасность ядерных энергетических установок" подготавливаются Российским научным центром "Курчатовский институт"

Редакционная коллегия серии:

А.Ю. Гагаринский (главный редактор),
С.М. Зарицкий (зам. главного редактора), В.Ф. Колесов,
С.Д. Малкин, А.Е. Крошилин, Е.А. Старостина (отв. секретарь)

Редакционная коллегия выпуска:

В.В. Безлепкин, С.Н. Богдан, В.Н. Васекин, А.Д. Ефанов, О.Б. Клочков, А.И. Колесников,
А.С. Коршунов, А.Е. Крошилин, С.Д. Малкин (гл. редактор), В.М. Махин, О.И. Мелихов,
В.В. Пчелин (отв. секретарь выпуска), Л.В. Смирнов (зам. гл. редактора), В.П. Соловьев,
В.Ф. Стрижов, В.Н. Шулимов, Н.В. Щукин, К.И. Яковлев

В выпусках "Динамика и безопасность ядерных энергетических установок" публикуются материалы по следующим вопросам:

- математическое моделирование динамических процессов в ЯЭУ и их элементах;
- результаты экспериментов по устойчивости стационарных процессов и обоснованию математических моделей ЯЭУ;
- расчетные исследования управления, переходных и аварийных процессов;
- расчетные исследования устойчивости стационарных режимов ЯЭУ;
- диагностика систем и оборудования ЯЭУ;
- описания и аннотации программ расчетов динамики и экспериментальных исследований;
- расчетно-теоретическое обоснование работоспособности и ресурса оборудования ЯЭУ.

The issues of "Dynamics and Safety of Nuclear Power Plants" contain information on the following subjects:

- mathematical simulation of dynamic processes in NPP and their components;
- experimental results on the stability of stationary processes and substantiation of mathematical models of the NPP dynamics;
- computational analysis of controlling the transient and emergency processes;
- computational analysis of stability of NPP's stationary modes;
- diagnostics of NPP's equipment and systems;
- description and summaries of programs for dynamic analysis and experimental studies;
- computational and theoretical substantiation of serviceability and resource of the NPP equipment.

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ ДИНАМИКИ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

УДК 681.6

Программы и тесты для решения нестационарных нейтронно-физических задач в интеллектуальной программной системе ShIPRW

М.Н. Зизин, Л.Д. Иванов,

ФГУ РНЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. акад. Курчатова, 1

Дано описание модулей системы ShIPRW для многогруппового пространственно-временного 3D расчета плотности потока нейтронов в диффузионном приближении. Тестирование проводилось с помощью следующих задач:

- Тест *Bottoni*. Плоская ячейка с вводом положительной реактивности.
- Тест *Ferguson*. Гомогенный куб с вводом положительной реактивности.
- BENCHMARK 6-A (ANL 7416). Subcritical Transient, 1D 2-group Neutron Diffusion Problem in Thermal Reactor (6-A1, 6-A2, 6-A3, 6-A4).

BENCHMARK 14-A (ANL 7416). Двумерная XY нейтронная кинетика.

Результаты расчетов задач 6-A и 14-A здесь не приводятся из-за недостатка места. Эти данные приведены в работе [1].

Codes and benchmarks for the multigroup time dependence neutron 3D diffusion calculations in the ShIPRW intellectual program system. M.N. Zizin, L.D. Ivanov. The description of modules of system ShIPRW for the multigroup neutron kinetics 3D diffusion calculation is given. Verification was carried out by of the following benchmarks:

- Test *Bottoni*. A rectangular cell with input of positive reactivity.
- Test *Ferguson*. A homogeneous cube with input of positive reactivity.
- BENCHMARK 6-A (ANL 7416). Subcritical Transient, 1D 2-group Neutron Diffusion Problem in Thermal Reactor (6-A1, 6-A2, 6-A3, 6-A4).
- BENCHMARK 14-A (ANL 7416). 2D XY neutron kinetics.

Calculations of the 6-A and 14-A benchmarks here are not resulted because of lack of a place. These data are resulted in work [1].

Модуль DP3T_UP системы ShIPRW [2] для заданного временного интервала решает многогрупповое пространственно-временное диффузионное уравнение конечно-разностным методом для двух- или трехмерной геометрии с ячейками в плане в форме правильного шестигранника, квадрата или равностороннего треугольника. Узлы расположены в центре расчетной ячейки, шаг по Z переменный. Предварительно в качестве начального приближения с помощью стационарного модуля [3, 4] рассчитываются эффективный коэффициент размножения, стационарные групповые потоки нейтронов, источник деления и начальное распределение предшественников запаздывающих нейтронов.

Модуль DP3T_UP проводит вычисления для одного временного шага. Для временной переменной используется неявная схема. Цикл по времени организуется внешним модулем, чтобы можно было для каждого временного шага вставить модули расчета необходимых функционалов без изменения основного модуля. В системе ShIPRW это делается с помощью супермодулей. Расчетные узлы расположены в центре расчетной ячейки. Многогрупповое уравнение диффузии решается методом итераций источника. Предполагается, что при рассеянии энергия нейтронов может увеличиваться. Расчеты проводятся с двойной точностью.

Для решения конечно-разностных уравнений в каждой группе во внутренних итерациях применяется метод точечной верхней релаксации. Коэффициенты уравнения диффузии для каждой расчетной точки, не зависящие от потока, подготавливаются в первой части модуля, что резко сокращает число арифметических операций внутри итерационного цикла, хотя при этом требуется большая оперативная память. Язык программирования – Фортран-90. Программы написаны с учетом рекомендаций Стандарта [5]. Модули используют динамическое распределение памяти, и число групп и точек ограничено только размерами доступной оперативной памяти. Внешняя память не применяется.

Предполагается создание трех версий программы с различными степенями приближения при представлении и расчете данных по запаздывающим нейтронам. В настоящее время функционирует самое грубое малогрупповое приближение, когда доли запаздывающих нейтронов и постоянные распада уже усреднены по нуклидам и все запаздывающие нейтроны попадают в одну энергетическую группу.

1. Описание алгоритма

В этом разделе подробно описывается метод решения диффузионного уравнения, приводятся расчетные формулы для определения плотности потока нейтронов. При подготовке этого раздела существенно использовались работы [3, 6]. При формулировании нестационарного уравнения и его приближенных форм изучались различные источники [7...10].

1.1. Физическая постановка задачи. Исходными групповыми уравнениями для стационарного расчета пространственно-энергетического распределения плотности потока нейтронов служат диффузионные уравнения следующего вида:

$$\nabla D_{g,R} \nabla \Phi_g^n(\mathbf{r}) - \Sigma c f d_{g,R} \Phi_g^n(\mathbf{r}) + \sum_{j=1}^{g-1} \Sigma S_{j \rightarrow g,R} \Phi_j^n(\mathbf{r}) + \sum_{j=g+1}^{NG} \Sigma S_{j \rightarrow g,R} \Phi_j^{n-1}(\mathbf{r}) + (\chi_{g,R}/K_{ef}) Q_j^{n-1}(\mathbf{r}) = 0,$$

где $Q_j^{n-1}(\mathbf{r}) = \sum_{g=1}^{NG} \nu \Sigma f_{g,R} \Phi_g^{n-1}(\mathbf{r})$ – источник деления нейтронов в точке с координатой \mathbf{r} , рассчитанный на основе потоков $(n-1)$ -й внешней итерации; $\Phi_g^n(\mathbf{r})$ – плотность потока нейтронов в точке \mathbf{r} для n -й внешней итерации; K_{ef} – собственное число, принадлежащее функции $\Phi_g(\mathbf{r})$; $D_{g,R}$ – коэффициент диффузии группы g в зоне R ; $\Sigma c f d_{g,R}$ – полное сечение увода нейтронов из группы g за счет всех процессов; $\Sigma S_{g \rightarrow j,R}$ – микроскопическое сечение рассеяния из группы g в группу j ; $\chi_{j,R}$ – доля спектра нейтронов в группе j ; $\nu \Sigma f_{g,R}$ – сечение размножения нейтронов в группе g ; NG – полное число энергетических групп; g, j – индексы энергетической группы; R – индекс зоны, которой принадлежит точка \mathbf{r} .

Нестационарное диффузионное уравнение в групповом приближении в максимально точном (по форме учета запаздывающих нейтронов) виде можно записать следующим образом:

$$(1/\nu_{g,R}) d\Phi_g^n(\mathbf{r}, t)/dt = \nabla D_{g,R} \nabla \Phi_g^n(\mathbf{r}, t) - \Sigma c f d_{g,R} \Phi_g^n(\mathbf{r}, t) + \sum_{j=1}^{g-1} \Sigma S_{j \rightarrow g,R} \Phi_j^n(\mathbf{r}, t) + \sum_{j=g+1}^{NG} \Sigma S_{j \rightarrow g,R} \Phi_j^{n-1}(\mathbf{r}, t) + \sum_A [\chi_{A,g}^P \sum_{k=1}^{NG} N_{A,R} \nu_{A,k,R}^P \sigma_{f_{A,k,R}} \Phi_k^{n-1}(\mathbf{r}, t)/K_{ef} + \sum_i \chi_{A,g,i}^D \lambda_{A,i} C_{A,i}^{n-1}(\mathbf{r}, t)],$$

$$dC_{A,i}^{n-1}(\mathbf{r}, t)/dt = (1/K_{ef}) \sum_{k=1}^{NG} N_{A,R} a_{A,i,k} \nu_{A,k}^D \sigma_{f_{A,k,R}} \Phi_k^{n-1}(\mathbf{r}, t) - \lambda_{A,i} C_{A,i}^{n-1}(\mathbf{r}, t).$$

Здесь K_{ef} – наибольшее собственное число стационарной задачи, обеспечивающее ее псевдо-критичность за счет ν ; $\sigma_{f_{A,k,R}}$ – сечение деления нуклида A в группе k в зоне R ; $C_{A,i}^n(\mathbf{r}, t)$ – концентрация предшественников запаздывающих нейтронов, вызванных делением нуклида A , в момент времени t в точке \mathbf{r} для n -й внешней итерации; $v_{g,R}$ – средняя скорость нейтронов в группе g ; $\chi_{A,g}^P$ – доля спектра мгновенных нейтронов деления нуклида A в группе g ; $\nu_{A,k,R}^P$ – число мгновенных нейтронов на один акт деления нуклида A ; n – номер внешней итерации по потокам нейтронов для заданного шага по времени; $\lambda_{A,i}$ – вероятность испускания нуклидом A запаздывающих нейтронов группы i ; $\chi_{A,g,i}^D$ – доля i -й группы запаздывающих нейтронов, испускаемых нуклидом A и попадающих в группу g ; $a_{A,i,k}$ – относительный выход i -й группы запаздывающих нейтронов, принадлежащих группе k (сумма $a_{A,i,k}$ по i равна 1); $\nu_{A,k}^D$ – число запаздывающих нейтронов на один акт деления в группе k .

Зависимость сечений от времени в записи этих уравнений для простоты опущена. Индекс i везде характеризует номер группы запаздывающих нейтронов ($i = 1, \dots, \text{MID}$). MID – число групп запаздывающих нейтронов, обычно равное шести. Возможно использование и восьми групп запаздывающих нейтронов [11], что обещает исключить зависимость их характеристик от нуклида.

При реализации решения вышеприведенного нестационарного уравнения возможны некоторые приближения, касающиеся разделения на мгновенные и запаздывающие нейтроны и зависимости ряда параметров запаздывающих нейтронов от энергии. Эти приближения вызваны как реальной доступностью всех типов групповых констант (параметры запаздывающих нейтронов, микросечения), так и стремлением максимально уменьшить время расчета без заметной потери в точности результатов.

Первое приближение касается спектра нейтронов деления. При решении стационарных задач обычно вместо среднего спектра, включающего мгновенные и запаздывающие нейтроны, используется спектр мгновенных нейтронов [12]. При этом в большинстве случаев пренебрегается возможностью применять зависимость спектра нейтронов деления от нуклида и в лучшем случае вводится зависимость от номера физической зоны, что позволяет использовать разные спектры в зонах с разным средним числом нейтронов на одно деление. Поскольку это приближение уже содержит в себе достаточно большие погрешности, то вполне разумно будет применять в стационарной задаче в качестве спектров деления мгновенных нейтронов спектры деления, усредненные по физической зоне R с учетом имеющегося изотопного состава и среднего по зоне спектра.

Используется также приближение для $a_{A,i,k}$, просто заменяемого величиной $a_{A,i}$, которая не включает номер группы, куда попадает запаздывающий нейтрон. Это вызвано отсутствием на сегодня достоверных данных по зависимости этой величины от группы k (или тем, что эта зависимость сосредоточена в $\chi_{A,k,i}^D$). В этом случае нестационарные диффузионные уравнения можно переписать следующим образом:

$$\begin{aligned}
 (1/v_{g,R})d\Phi_g^n(\mathbf{r},t)/dt &= \nabla D_{g,R} \nabla \Phi_g^n(\mathbf{r},t) - \Sigma_c f d_{g,R} \Phi_g^n(\mathbf{r},t) + \sum_{j=1}^{g-1} \Sigma S_{j \rightarrow g,R} \Phi_j^n(\mathbf{r},t) + \\
 &+ \sum_{j=g+1}^{NG} \Sigma S_{j \rightarrow g,R} \Phi_j^{n-1}(\mathbf{r},t) + \sum_A [\chi_{g,R} \sum_{k=1}^{NG} N_{A,R} \nu_{A,k,R}^P \sigma_{f_{A,k,R}} \Phi_k^{n-1}(\mathbf{r},t) / K_{ef} + \sum_i \chi_{A,g,i}^D \lambda_{A,i} C_{A,i}^{n-1}(\mathbf{r},t)], \\
 dC_{A,i}^{n-1}(\mathbf{r},t)/dt &= (1/K_{ef}) \sum_{k=1}^{NG} N_{A,R} a_{A,i} \nu_{A,k}^D \sigma_{f_{A,k,R}} \Phi_k^{n-1}(\mathbf{r},t) - \lambda_{A,i} C_{A,i}^{n-1}(\mathbf{r},t). \quad (1)
 \end{aligned}$$

Для решения уравнений (1) в 26-групповом приближении с помощью констант БНАБ [12] в принципе есть вся необходимая информация, но из-за отсутствия реальных задач этот вариант в системе ShIPRW пока не реализован.

Теперь рассмотрим другие приближения, которые применяются в основном при расчете тепловых реакторов в малогрупповых приближениях.

Второе приближение связано в основном с энергетической зависимостью запаздывающих нейтронов. Если считать число $\nu_{A,k}^D$ запаздывающих нейтронов на один акт деления в группе k независимым от энергии, что является очень хорошим приближением для тепловых реакторов, т.к. $\nu_{A,k}^D$ зависит от энергии только выше 5 МэВ [12], то можно записать

$$\begin{aligned} (1/\nu_{g,R})d\Phi_g^n(\mathbf{r}, t)/dt &= \nabla D_{g,R} \nabla \Phi_g^n(\mathbf{r}, t) - \Sigma c f d_{g,R} \Phi_g^n(\mathbf{r}, t) + \sum_{j=1}^{g-1} \Sigma S_{j \rightarrow g,R} \Phi_j^n(\mathbf{r}, t) + \\ &+ \sum_{j=g+1}^{NG} \Sigma S_{j \rightarrow g,R} \Phi_j^n(\mathbf{r}, t) + \sum_A [\chi_{g,R} \sum_{k=1}^{NG} N_{A,R} (\nu_{A,k,R} - \nu_A^D) \sigma f_{A,k,R} \Phi_k^{n-1}(\mathbf{r}, t) / K_{ef} + \sum_i \chi_{A,g,i}^D \lambda_{A,i} C_{A,i}^{n-1}(\mathbf{r}, t)], \\ dC_{A,i}^{n-1}(\mathbf{r}, t)/dt &= (1/K_{ef}) a_{A,i} \nu_A^D \sum_{k=1}^{NG} N_{A,R} \sigma f_{A,k,R} \Phi_k^{n-1}(\mathbf{r}, t) - \lambda_{A,i} C_{A,i}^{n-1}(\mathbf{r}, t). \end{aligned}$$

Третье приближение состоит в использовании при вычислении источника нейтронов вместо $a_{A,i} \nu_A^D$ величин $\beta_{A,i} \nu_{A,k,R}$ и вместо $(\nu_{A,k,R} - \nu_A^D)$ величин $\nu_{A,k,R} (1 - \beta_{A,R})$. В этом случае

$$\begin{aligned} (1/\nu_{g,R}) d\Phi_g^n(\mathbf{r}, t)/dt &= \nabla D_{g,R} \nabla \Phi_g^n(\mathbf{r}, t) - \Sigma c f d_{g,R} \Phi_g^n(\mathbf{r}, t) + \sum_{j=1}^{g-1} \Sigma S_{j \rightarrow g,R} \Phi_j^n(\mathbf{r}, t) + \\ &+ \sum_{j=g+1}^{NG} \Sigma S_{j \rightarrow g,R} \Phi_j^{n-1}(\mathbf{r}, t) + \sum_A [\chi_{g,R} (1 - \beta_{A,R}) \sum_{k=1}^{NG} N_{A,R} \nu_{A,k,R} \sigma f_{A,k,R} \Phi_k^{n-1}(\mathbf{r}, t) / K_{ef} + \\ &+ \sum_i \chi_{A,i}^{n-1} \lambda_{A,i} C_{A,i}^{n-1}(\mathbf{r}, t)], dC_{A,i}^{n-1}(\mathbf{r}, t)/dt &= (1/K_{ef}) \beta_{A,i} \sum_{k=1}^{NG} N_{A,R} \nu_{A,k,R} \sigma f_{A,k,R} \Phi_k^{n-1}(\mathbf{r}, t) - \lambda_{A,i} C_{A,i}^{n-1}(\mathbf{r}, t). \end{aligned}$$

Здесь $\beta_{A,i}$ – доля i -й группы запаздывающих нейтронов, образовавшихся при делении нуклида A .

Однако с вычислением $\beta_{A,R}$, которая определяет вклад элемента A в β , все обстоит не так просто. Формально $\beta_{A,R}$ – полная доля всех запаздывающих нейтронов, образовавшихся при делении нуклида A в зоне R , и она может определяться разными способами – на основе ячеечных или реакторных расчетов с помощью теории возмущений или специально написанных программ усреднения на основе интегральных по зоне групповых потоков. В программе STEPAN [13] используются табличные значения β_A , взятые из работы [9] и не зависящие от спектра, что приемлемо при расчете тепловых реакторов, но требует обоснования.

Самое грубое – **четвертое приближение**, реализуемое в большинстве нестационарных программ и применимое для основных нестационарных тестовых задач, выглядит следующим образом:

$$\begin{aligned} (1/\nu_{g,R})d\Phi_g^n(\mathbf{r}, t)/dt &= \nabla D_{g,R} \nabla \Phi_g^n(\mathbf{r}, t) - \Sigma c f d_{g,R} \Phi_g^n(\mathbf{r}, t) + \sum_{j=1}^{g-1} \Sigma S_{j \rightarrow g,R} \Phi_j^n(\mathbf{r}, t) + \\ &+ \sum_{j=g+1}^{NG} \Sigma S_{j \rightarrow g,R} \Phi_j^{n-1}(\mathbf{r}, t) + (\chi_{g,R} (1 - \beta) / K_{ef}) \sum_{k=1}^{NG} \nu \Sigma f_{k,R} \Phi_k^{n-1}(\mathbf{r}, t) + \chi_g^D \sum_i \lambda_i C_i^{n-1}(\mathbf{r}, t), \\ dC_j^{n-1}(\mathbf{r}, t)/dt &= (\beta_j / K_{ef}) \sum_{k=1}^{NG} \nu \Sigma f_{k,R} \Phi_k^{n-1}(\mathbf{r}, t) - \lambda_j C_j^{n-1}(\mathbf{r}, t), \end{aligned}$$

где $C_i^n(\mathbf{r}, t)$ – концентрация предшественников запаздывающих нейтронов, вызванных делением всех нуклидов, в момент времени t в точке \mathbf{r} для n -й внешней итерации.

Обозначения макросечений общеприняты и их индексы соответствуют индексам в микросечениях. В этом приближении формально не требуется задание микросечений и полностью исключена явная зависимость от нуклидов (индекс A отсутствует). Основная проблема – откуда и какие брать в этом случае параметры запаздывающих нейтронов $\beta, \beta_i, \lambda_i$. Один из реальных способов (при использовании малогрупповых программ) – усреднение этих параметров. Один из возможных, но не обоснованных подходов – получение усредненных (эффективных) значений β , и β с помощью теории возмущений на основе 26-группового диффузионного расчета ячеек со средним изотопным составом. Но этот подход требует как теоретических выкладок, так и расчетных исследований.

При малогрупповых расчетах проблемы задания спектров нейтронов обычно исчезают, если в первую группу попадает энергетический интервал выше 11-й группы БНАБ [14]. В задачах с временной зависимостью применяются следующие начальные условия (здесь $\Phi_g(\mathbf{r})$ – решение стационарной задачи):

$$\Phi_g(\mathbf{r}, t = 0) = \Phi_g(\mathbf{r}), \quad C_{A,i}(\mathbf{r}, t = 0) = (\beta_{A,i}/\lambda_{A,i}) \sum_{k=1}^G N_{A,R} v_{A,k,R} \sigma_{f_{A,k,R}} \Phi_k(\mathbf{r})/K_{ef},$$

$$\text{или } C_i(\mathbf{r}, t = 0) = (\beta_i/\lambda_i) \sum_{k=1}^G v \Sigma_{f_{g,R}} \Phi_g(\mathbf{r})/K_{ef}.$$

Решение многогрупповых диффузионных уравнений производится методом итерации источника. Начальные значения концентраций предшественников запаздывающих нейтронов определяются на основе потоков, полученных из решения стационарного уравнения диффузии, и служат входными параметрами. Собственно в нестационарной программе процесс итерации подобен итерациям в стационарной задаче. Сначала определяется источник делений по полученным в предыдущей внешней итерации значениям $\Phi_g^{n-1}(\mathbf{r})$ во всех энергетических группах. Для первой внешней итерации источник находится по начальным значениям плотности потока нейтронов из стационарной задачи $\Phi_g^0(\mathbf{r})$. С этим источником деления определяются значения плотности потока нейтронов во всех энергетических группах. При этом вклад в источник нейтронов g -й группы от переводов нейтронов за счет замедления из вышележащих энергетических групп определяется с использованием последних, полученных в данной внешней n -й итерации значений плотности потока нейтронов.

Затем источник деления рассчитывается заново и весь процесс повторяется – это так называемые внешние итерации. В нестационарной задаче дополнительно в каждой внешней итерации пересчитываются концентрации предшественников запаздывающих нейтронов. Внешние итерации заканчиваются тогда, когда достигается заданная точность источника деления. Получим теперь разностные формулы для решения нестационарного уравнения во всех геометриях.

Во всех случаях сечение реактора разбивается на элементарные расчетные ячейки одинаковой величины с расчетными узлами, расположенными в их центрах. Каждый расчетный узел имеет свой номер, нумерация узлов сплошная и подробно описана в работе [3]. Сначала, если иметь в виду трехмерный расчет, нумеруются расчетные узлы нижней плоскости, затем нумерация продолжается во второй снизу плоскости и т.д., снизу вверх по плоскостям. Внутри плоскости нумерация начинается с нижней левой расчетной ячейки и производится по горизонтальным рядам, т.е. слева направо и снизу вверх.

Таким образом, значения всех величин, зависящих от номера расчетного узла (например, источника деления нейтронов), представляют собой одномерные массивы, а обозначение какой-либо величины $A(\mathbf{r})$ в точке с координатой \mathbf{r} можно заменить обозначением A_k , где k – номер расчетного узла, соответствующего координате \mathbf{r} . В дальнейшем будем придерживаться этих новых обозначений. Проинтегрируем уравнения (1) по объему k -й расчетной ячейки V_k и будем далее рассматривать трехмерную геометрию.

На границе Γ_m ячейки V_k возможны граничные условия трех типов:

- $(d\Phi_{g,k}(\mathbf{r}, t)/dt)|_{\Gamma_m} + \gamma_{g,m}/(2D_{g,k})|_{\Gamma_m} = 0$, где $\gamma_{g,m}$ – логарифмическая производная потока нейтронов g -й группы на границе Γ_m ;
- равенство нулю потока на расстоянии полшага от границы;
- условие отражения, что соответствует равенству нулю тока нейтронов.

При реализации временной зависимости встает вопрос о выборе между явной и неявной схемами расчета. В общем случае разница между ними для уравнения $d\Phi/dt + \Lambda\Phi = f$ выглядит так [15].

Явная схема: $(\Phi_j - \Phi_{j-1})/\tau + \Lambda_j\Phi_{j-1} = f_{j-1}$ или $\Phi_j = (1 - \Lambda_j\tau)\Phi_{j-1} + f_{j-1}\tau$. Здесь τ – шаг по времени, j – номер шага по времени и оператор Λ обычно зависит от времени.

Неявная схема: $(\Phi_j - \Phi_{j-1})/\tau + \Lambda_j\Phi_j = f_{j-1}$ или $\Phi_j = (1 + \Lambda_j\tau)^{-1}(\Phi_{j-1} + \tau f_{j-1})$.

Применяя неявную схему для временной зависимости, получим диффузионные уравнения в конечно-разностном представлении для группы g :

$$\begin{aligned} & (2S_{mk}/h_m)(1/v_g)(\Phi_{g,k}^n(t_j) - \Phi_{g,k}(t_{j-1}))/\tau = QT_{g,k}^n(t_j)V_k + \\ & + \sum_{m=1}^{M1} (2D_{g,k}^j D_{g,lm}^j / (D_{g,k}^j + D_{g,lm}^j)) (\Phi_{g,k}^n(t_j) - \Phi_{g,lm}^n(t_j))(2S_{mk}/h_m) + \\ & + \sum_{m=1}^{M2} D_{g,k}^j \Phi_{k,i}^n(t_j)(2S_{mk}/h_m) + \sum_{m=1}^{M3} \gamma_{g,m} \Phi_{g,k}^n(t_j) S_{mk}/2 - \sum_{cf \in d_{g,R}}^j \Phi_{g,k}^n(t_j) V_k, \end{aligned} \quad (2)$$

где $QT_{g,k}^n(t_j) = \sum_A [\chi_{g,R}(1 - \beta_{A,R}) \sum_{k=1}^{NG} N_{A,R}^j v_{A,k,R} \sigma_{A,k,R}^j \Phi_{g,k}^{n-1}(t_j)/K_{ef} + \sum_i \chi_{A,g,i}^D \lambda_{A,i} C_{i,k}(t_{j-1})] +$
 $+ \sum_{g1=1}^{g-1} \sum_{S_{g1 \rightarrow g,R}^j} \Phi_{g1,k}^{n-1}(t_j) + \sum_{g1=1}^{NG} \sum_{S_{g1 \rightarrow g,R}^j} \Phi_{g1,k}^{n-1}(t_j)$. В процессе внешних итераций $C_{i,k}(t_{j-1})$ не изменяются и только после их окончания пересчитываются с использованием также неявной схемы: $(C_{i,k}(t_j) - C_{i,k}(t_{j-1}))/\tau = (\beta_i/K_{ef}) \sum_{g=1}^{NG} v \sum_{f_{g,R}^j} \Phi_{g,k}(t_j) - \lambda_i C_{i,k}(t_j)$.

Здесь $QT_{g,k}$ – полный источник нейтронов в k -м узле g -й группы; τ – шаг по времени; $h_m = h$ – шаг в плоскости, если m – боковая грань; $h_m = h_z$ – шаг по высоте, если m – торцевая грань; S_{mk} – площадь боковой или торцевой грани; $M1$ – число граней k -й ячейки, граничащих с другими ячейками; $M2$ – число граней k -й ячейки, на которых задано условие равенства нулю плотности потока нейтронов; $M3$ – число граней k -й ячейки, на которых задано значение логарифмической производной потока нейтронов; l_m – номер расчетного узла, соседнего с k -м узлом по m -й грани; NG – полное число энергетических групп; k – индекс узла; g – индекс группы; n – индекс внешней итерации; j – индекс по времени. Индекс внешней итерации у $\Phi_{g,k}(t_{j-1})$ отсутствует, т.к. эта величина берется из предыдущего шага по времени.

Если ввести обозначение $CD_{g,k,l_m} = 2D_{g,k} D_{g,l_m} / (D_{g,k} + D_{g,l_m})$, то выражение (2) модифицируется так (индекс j у потоков и сечений в уравнении опущен):

$$\begin{aligned}
& - (4/(Nh^2)) \sum_{m=1}^{M1s} CD_{g,k,l_m} \Phi_{g,l_m} - (1/h_{z,k}) \sum_{m=1}^{M1t} CD_{g,k,l_m} \Phi_{g,l_m} + \\
& + \Phi_{g,k} [(4/(Nh^2)) \{ \sum_{m=1}^{M1s} CD_{g,k,l_m} + \sum_{m=1}^{M2s} D_{g,k} + \frac{h}{4} \sum_{m=1}^{M3s} \gamma_{g,m} \} + \Sigma_{cf/d_{g,k}} + 1/(v_g \tau) + \\
& + (1/h_{z,k}) \sum_{m=1}^{M1t} CD_{g,k,l_m} + (1/h_{z,k}) \sum_{m=1}^{M2t} D_{g,k} + \sum_{m=1}^{M3t} \gamma_{g,m}/4] = QT_{g,k} + \Phi_{g,k}(t_{j-1})/(v_g \tau), \quad (3)
\end{aligned}$$

где индекс s или t у символов $M1$, $M2$, $M3$ при знаке суммирования означает суммирование соответственно только по боковым или торцевым граням, а N – максимально возможное число “соседей” в плане для данной геометрии.

Обозначим величиной $Cq_{g,k}$ выражение, заключенное в уравнении (3) в квадратные скобки, из которого видно, что оно не изменяется в процессе проведения итераций, а определяется целиком геометрией ячейки, граничными условиями, коэффициентами диффузии и сечениями увода, поэтому для уменьшения времени счета $Cq_{g,k}$ рассчитывается перед итерационным процессом. Коэффициенты CD_{g,k,l_m} также не изменяются в процессе проведения итераций, поэтому для уменьшения времени счета рассчитываются перед итерационным процессом. Групповые диффузионные уравнения в конечно-разностном представлении решаются методом точечной верхней релаксации.

Ускорение внешних итераций при решении временной задачи пока в модуле DP3T_UP не реализовано. Во многих задачах при небольшом шаге по времени расчет идет с небольшим числом внешних итераций и в этом случае ускорение не требуется.

1.2. Организация итерационного процесса с учетом временной зависимости потока

Начальные значения плотности потока нейтронов во всех энергетических группах и расчетных узлах берутся из стационарной задачи. Начальные значения предшественников рассчитываются с применением источника деления $Q(\mathbf{r})$ из стационарной задачи $C(\mathbf{r}, t=0) = (\beta/\lambda_i)Q(\mathbf{r})$. Источники деления из стационарной задачи таковы, что их сумма по всем точкам равна K_{ef} . Затем в цикле по времени организуется обращение к модулю решения пространственно-временной задачи.

! Расчет начальных значений предшественников

```

DO I = 1, MID
  DO L = 1, NTH
    AC(I,L) = (BTI(I)/PL(I))*Q(L)
  ENDDO
ENDDO

```

TAU = 0.

```
DO LTAU = 1, MTAU !LTAU
```

```
  TAU = TAU + DTAU
```

! Здесь вставляется возмущение сечений как функции времени

```
  CALL DP3_up (AC, DTAU, BETA, BTI, MID, PL, VV, ...)
```

! Здесь вставляется расчет функционалов – обычно мощности

```
  ENDDO !LTAU
```

Здесь в обращении к подпрограмме DP3T_UP в параметрах оставлены только переменные, специфичные для временной задачи. Внутри модуля DP3T_UP последовательность вычислений такова.

1. Расчет начального источника деления от мгновенных нейтронов без учета запаздывающих нейтронов.

2. Расчет знаменателя Cq и коэффициентов CD .

3. Внешний итерационный процесс по методу итераций источника.

В цикле по группам:

- расчет полного источника с рассеянием в верхние группы;
- внутренние итерации в группе;
- расчет источника мгновенных нейтронов. Пробовался вариант с пересчетом на этом этапе концентраций предшественников запаздывающих нейтронов, но получалось плохо.

4. Расчет концентраций предшественников запаздывающих нейтронов (вне цикла по внешним итерациям).

2. Контрольные тестовые задачи

В использованный набор тестов включены две простые тестовые задачи – *Ferguson* [16], *Bottoni* [17] и задачи 6-A и 14-A из ANL-7416 [18]. Особенностью задачи 6-A является то, что опубликованные в ANL-7416 решения получены программами, в которых расчетные точки находятся на краю интервала, что объясняет некоторые отличия наших решений от эталонов. Особые отличия встретились при решении задачи 6-A-3, где удалось достичь приемлемого согласия только после введения разных интервалов по пространству с учащением к границам зон. Для задачи 14-A особенность заключается в том, что опубликованные в ANL-7416 решения получены coarse-mesh программами, в которых поля в расчетных ячейках аппроксимируются полиномами и эталонность опубликованных решений довольно относительна.

2.1. Тест Bottoni. Плоская ячейка с вводом положительной реактивности.

Описание теста опубликовано в работах [17, 19]. В плоской квадратной ячейке со стороной 12 см нестационарный процесс описывается системой уравнений с двумя энергетическими группами и одной группой запаздывающих нейтронов:

$$\begin{aligned} \nabla D_1 \nabla \Phi_1 - (\Sigma a_1 + \Sigma_{1 \rightarrow 2}) \Phi_1 + (1 - \beta) v \Sigma_{f2} \Phi_2 + \lambda C &= (1/v_1) d\Phi_1/dt; \\ \nabla D_2 \nabla \Phi_2 - \Sigma a_2 \Phi_2 + \Sigma_{1 \rightarrow 2} \Phi_1 &= (1/v_2) d\Phi_2/dt; \beta v \Sigma_{f2} \Phi_2 - \lambda C = dC/dt. \end{aligned}$$

Таблица 1. Параметры задачи Bottoni

Группа g	1	2
v_g , см/с	$4,0 \cdot 10^6$	$2,5 \cdot 10^5$
D_g , см	1,50	0,40
Σa_g , см ⁻¹	0,01	0,09
$v \Sigma_{fg}$, см ⁻¹	0,00	0,135

Значения коэффициентов уравнения приведены в табл. 1.

$\beta = 0,007$, $\lambda = 0,3 \text{ с}^{-1}$, $\Sigma_{1 \rightarrow 2} = 0,02 \text{ см}^{-1}$. По пространству предлагается брать шаги $\Delta x = \Delta y = 4 \text{ см}$, по времени $\Delta t = 0,0004 \text{ с}$.

Положительная реактивность вводится в начальный момент времени мгновенным уменьшением сечения Σa_2 . В работе [17] величина возмущения не указывается. В работе [9] говорится, что сечение Σa_2 уменьшается на 0,00025. Однако тест проходит, если Σa_2 уменьшается на 0,00020, а не 0,00025.

Если мощность P , определяемая величиной, пропорциональной $\Phi_2 v \Sigma_{f2}$, в начальный момент времени равна 1 (табл. 2), то аналитическое решение приведенной задачи таково:

$$P(t) = 1,46 \exp(0,14t) - 0,46 \exp(-91t) - 0,000055 \exp(-142360t). \quad (4)$$

Таблица 2. Значения мощности $P(t)$ для теста Bottoni

t , с	Аналитическое решение (Bottoni [17])	Аналитическое решение (по формуле (4))
0.000	1.000	1.0000
0.002	1.077	1.07695
0.004	1.141	1.14117
0.008	1.240	1.23951
0.012	1.309	1.30810
0.016	1.357	1.35602

Решение тестовой задачи Bottoni в системе ShIPRW

Решение, полученное с помощью супермодуля S_DP3T_90

DP3MZT_UP_3_90 - BM из супермодуля S_DP3T_90

Мощность в момент времени $t=0.016$:

Эталон 1.35602 Расчет 1.35593 Отклонение,% -0.006

$d\tau = 4.000000E-05$ MTAU= 400

$t=0.002$ Эталон 1.07695 Расчет 1.07697 Отклонение, % 0.00

$t=0.004$ Эталон 1.14117 Расчет 1.14113 Отклонение, % 0.00

$t=0.008$ Эталон 1.23951 Расчет 1.23944 Отклонение, % -0.01

$t=0.012$ Эталон 1.30810 Расчет 1.30803 Отклонение, % -0.01

$t=0.016$ Эталон 1.35602 Расчет 1.35593 Отклонение, % -0.01

edfket =1.00000000 Edfk =0.99999993 Отклонение,% 0.000

compname=P4 c3for=CVF cvar=BOTTONI efk=0.9999999 it= 7 klint= 1

EDKEF=0.5E-04 edfex=0.1E-04 maxex= 10 klacex=1 mitex= 10 mittot= 101

edfin=0.5E+00 maxin= 100 minin= 10 alfalf0=.700000 kllgm=0

СВ	Описание стандартной величины (СВ)
ALFIALF0	Доминантное отношение (dominance ratio) - первого собственного числа к нулевому. Нулевое собственное число =EdFK.
C3FOR	Трехбайтовое имя используемого Фортрана
COMPNAME	20-байтовое имя компьютера
CVAR	10-байтовое имя рассчитываемого варианта
DTAU	Интервал времени для расчета переходного процесса, секунды
EDFEX	Точность расчета потоков FR и/или ценностей FA во внешних итерациях (DP)
EDFIN	Точность расчета потоков FR и/или ценностей FA во внутренних итерациях. 0.1-0.5.
EDFK	Эффективный коэффициент размножения (DP)
EDKEF	Точность расчета EFK
EFK	Эффективный коэффициент размножения
IT	Номер начальной внешней итерации простого расчета
KLACEX	Ключ ускорения внешних итераций
KLLGM	Ключ задания логарифмических производных: KLLGM=0 - значения логарифмических производных на границах реактора НЕ задаются; KLLGM=1 - на границах реактора задаются значения логарифмических производных
MAXEX	Максимальное число внешних итераций
MAXIN	Максимальное число внутренних итераций в группе
MININ	Минимальное число внутренних итераций в группе
MITEX	Фактическое число внешних итераций
MITTOT	Полное число внешних и внутренних итераций, в пересчете на одну энергетическую группу
MTAU	Число интервалов времени для расчета переходного процесса
QWV(N)	Тепловыделение в N-й зоне реактора N = 1,...,NZONE

2.2. Тест Ferguson. Гомогенный куб с вводом положительной реактивности.

Описание теста опубликовано в работах [16, 20...22]. Гомогенный куб со стороной 200 см и нулем потока на внешних границах. Положительная реактивность вводится в начальный момент времени мгновенным уменьшением сечения захвата. Рассчитывается относительное значение мощности в интервале от 0 до 0,4 с. Эффективный коэффициент размножения стационарной задачи $K_{ef} = 0,895285417$. По пространству предлагается брать шаги $dx = dy = dz = 20$ см (1000 узлов), по времени – от $dt = 0,001$ до 0,01 с. Групповые константы приведены в табл. 3. Положительная реактивность вводится в начальный момент времени

мгновенным уменьшением сечения захвата Σ_a во второй группе на $0,0000369$ ($0,791\beta$). Характеристики предшественников запаздывающих нейтронов: $\lambda_1 = 0,08 \text{ с}^{-1}$, $\beta = 0,0064$, $\chi_{11} = 1,0$, $\chi_{21} = 0,0$. Возмущение ступенчатое, $\Sigma_a(\text{group } 2) = -0,369 \cdot 10^{-4}$.

Т а б л и ц а 3. Групповые константы для гомогенного куба

	Группа 1	Группа 2
$v, \text{ см/с}$	$3,0 \cdot 10^7$	$2,2 \cdot 10^5$
χ	1,0	0,0
$\Sigma_{tr}, \text{ см}^{-1}$	0,2468	0,3084
$\Sigma_a, \text{ см}^{-1}$	0,001382	0,0054869
v	2,41	2,41
$\Sigma_f, \text{ см}^{-1}$	0,000242	0,00408
$\Sigma_{J \rightarrow J+1}, \text{ см}^{-1}$	0,0023	0,0

Значения потока в тепловой группе:

t, с	Аналитическое решение	0.000	0.816	1.000	1.000
0.050	1.127/0.816	1,3811	1.381		
0.100	1.407/0.816	1,7243	1.724		
0.150	1.660/0.816	2,0343			
0.200	1.890/0.816	2,3162	2.316		
0.300	2.288/0.816	2,8039	2.804		
0.400	2.620/0.816	3,2108	3.211		

Решение тестовой задачи Ferguson в системе ShIPRW

Решение, полученное с помощью супермодуля S_DP3MZT_90

Нормированная мощность QWV= 9.837176

Эталон 3.211 Расчет 3.20796 Отклонение, % -0.095

dtau= 1.000000E-03 mtau= 400

Эталон Кэф = .895285417 Расчет Кэф = 0.89528543 Отклонение, % 0.000

t=0.05 Эталон 1.381 Расчет 1.38048 Отклонение, % -0.04

t=0.10 Эталон 1.724 Расчет 1.72342 Отклонение, % -0.03

t=0.20 Эталон 2.316 Расчет 2.31384 Отклонение, % -0.09

t=0.30 Эталон 2.804 Расчет 2.80096 Отклонение, % -0.11

t=0.40 Эталон 3.211 Расчет 3.20796 Отклонение, % -0.09

edfket = 0.89528542 Edfk = 0.89528543 Отклонение, % 0.000

compname=P4 c3for=CVF cvar=FERGUSON90 efk=0.8952854 it= 16 klint= 0

EDKEF=0.1E-06 edfex=0.1E-05 maxex= 2000 klacex=1 mitex= 14 mittot= 140

edfin=0.5E+00 maxin= 100 minin= 10 alfalf0=.520000 kllgm=0

Авторы благодарят рецензента Серегина А.С., старшего научного сотрудника ФЭИ, сделавшего ряд ценных замечаний. Практически все замечания рецензента учтены.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Зизин М.Н., Иванов Л.Д. Интеллектуальная программная система ShIPRW для математического моделирования ядерных реакторов. Вычислительные модули многогруппового пространственно-временного трехмерного расчета плотности потока нейтронов в диффузионном приближении. Препринт ИАЭ-6428/5, 2006.
2. Зизин М.Н. Интеллектуальная программная система ShIPRW для математического моделирования ядерных реакторов. Препринт ИАЭ-6354/5, 2005.
3. Зизин М.Н. Интеллектуальная программная система ShIPRW для математического моделирования ядерных реакторов. Вычислительные модули многогруппового трехмерного расчета плотности потока нейтронов в диффузионном приближении. Отчет ИЯР РНЦ "КИ" № 36/04-2006, 2006.
4. Дементьева Д.Ю., Зизин М.Н., Ярославцева Л.Н. Вычислительный модуль DD3 многогруппового трехмерного расчета плотности потока нейтронов в диффузионном приближении. Отчет ИЯР РНЦ "КИ" № 36/1-2046-93, 1993.

5. *Зизин М.Н.* Стандарт написания и документирования программ на Фортране 90. Версия 1.1. Препринт ИАЭ-6355/5, 2005.
6. *Ярославцева Л.Н.* Алгоритмы и программы решения двумерного и трехмерного многогруппового уравнения диффузии. Отчет НПО "Энергия", 1980.
7. *Naval Reactors Physics Handbook. Volume 1.* 1964, p. 855.
8. *Белл Д., Глестон С.* Теория ядеонных ректоров. – М.: Атомиздат, 1974.
9. *Галанин А.Д.* Введение в теорию ядерных реакторов на тепловых нейтронах. – М.: Энергоатомиздат, 1984.
10. *Кипин Дж. Р.* Физические основы кинетики ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1967.
11. *Spriggs G.D., Campbell I.M., Piksaikin V.M.* An 8-Group Neutron Model Based on a Consistent Set of Half-Lives. Report LA-UR-98-1619, LANL. 1999.
12. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Система групповых констант БНАБ-93. Верификационный отчет № 1. – М.: 1995. – С. 168.
13. *Верификация* программы STEPAN для трехмерного нейтроно-теплогидравлического расчета РБМК. Авт. Краюшкин А.В. и др. Отчет РНЦ "КИ" № 33-08/95, 1995.
14. *Абагян Л.П., Базазяц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Групповые константы для расчета реакторов и защиты. – М.: Энергоатомиздат, 1981.
15. *Марчук Г.И.* Методы вычислительной математики. – М.: Наука, 1977. – С. 40.
16. *Ferguson D.R., Hansen K.F.* Solution of the Space-Dependent Reactor Kinetic Equations in Three Dimensions // Nucl. Sci.&Eng. 1973, v.51, p.189.
17. *Bottoni G.P.* Fast Factorization Procedures Solving the Multidimensional Reactor Dynamics Equations // TANS, 1977, v. 26, p. 229.
18. *Argonne Code Center: Benchmark Problem Book. Numerical Determination of the Space, Time, Angle or Energy Distribution of Particles in an Assembly.* National Energy Software Center, Argonne National Laboratory, ANL-7416, 1968, rev. 1972, 1977, 1985.
19. *Виноградова Е.В.* Численные методы расчета особенностей нестационарных процессов в быстрых реакторах. Дисс. на соиск. ученой степени канд. физ.-мат. наук, ИАЭ им. И.В. Курчатова, 1988.
20. *Фомиченко П.А.* Решение задач пространственной нейтронной кинетики методами улучшенной квазистатики в программе JAR-IQS. Препринт ИАЭ-5880/5, 1995.
21. *Ярославцева Л.Н., Фомиченко П.А., Алексеев П.Н.* Верификация стационарных и нестационарных алгоритмов в комплексе JAR. Семинар "Нейтроника-92", Обнинск, 1994. – С. 34.
22. *Зимин В.Г.* Моделирование пространственной нейтронной кинетики для анализа динамики и безопасности перспективных быстрых реакторов. Дисс. на соиск. ученой степени канд. физ.-мат. наук, МИФИ, 1996.

Статья поступила в редакцию 25 декабря 2006 г.
 Вопросы атомной науки и техники.
 Сер. Физика ядерных реакторов, 2007, вып. 1, с. 3 – 13.

**Расчет температуры графита для моделирования
трехмерной нейтронной кинетики реактора РБМК в переходных режимах***В.Н. Васекин, Ю.А. Долгов, А.Г. Муратов,*

ФГУП НИКИЭТ им. Н.А.Доллежала, 107140, Москва, ул. Малая Красносельская, 2/8

В настоящее время для расчета температуры графита при моделировании пространственной нейтронной кинетики РБМК используются расчетные формулы, полученные на основе анализа экспериментальных и расчетных результатов и дающие удовлетворительные результаты при анализе квазистационарных процессов, т.е. когда время переходных процессов существенно превышает постоянные времени изменения температуры графита. Предлагается расчетный метод для анализа динамики при исследованиях переходных и аварийных режимов. Параметры расчетной модели могут быть получены из анализа поведения температуры графита на действующих РБМК. Приведены результаты расчетов и их сравнение с данными измерений на реакторе.

Calculation of temperature of graphite for modeling three-dimensional neutron kinetics RBMK in transitive modes. V.N. Vasekin, Yu.A. Dolgov, A.G. Muratov. Now for calculation of temperature of graphite at modeling spatial neutron kinetics of reactors RBMK the settlement formulas received on the basis of the analysis of experimental both settlement results and yielding satisfactory results at the analysis quasi-stationary of processes, i.e. when time of transients essentially exceeds constants of time of change of temperature of graphite are used. In clause the settlement method which results can be used for the analysis of dynamics at researches transitive and emergency operation is offered. Parameters of settlement model can be received from the analysis of behavior of temperature of graphite on operating reactors RBMK. Results of calculations and their comparison with data of measurements on a reactor are resulted.

Предлагается метод расчета распределения температуры по конструкционным элементам тепловыделяющей сборки (ТВС) реакторной установки РБМК. Метод реализован в программном модуле TEMGRA, который интегрирован в программный комплекс ДИНА-РБМК [1]. Программный модуль TEMGRA позволяет провести расчеты температур топлива, оболочки твэлов, трубы канала и графита для всех ТВС РБМК с учетом распределения мощности по высоте реактора и обеспечивает обратные связи нейтронно-кинетической модели по температуре топлива и графита. Расчет температур проводится при заданной температуре теплоносителя на входе в расчетный участок, заданных коэффициентах теплоотдачи к поверхности твэла и трубы канала и заданной доли тепловыделения в графите.

На рис. 1 представлена ТВС РБМК, окруженная графитовым замедлителем. ТВС включает два ряда стержневых твэлов, заключенных в наружную трубу, внутри которой проходит теплоноситель, снимающий тепло как с твэлов, так и с графитового замедлителя. Соответствующая теплофизическая модель, принятая в настоящей работе, приведена на рис. 2. В модели для описания температуры твэлов используются шесть концентрических колец, наружная оболочка твэлов моделируется тремя слоями. Между топливом и оболочкой предусмотрено наличие зазора, параметры которого могут подбираться по результатам экспериментальных исследований на реакторе. Труба ТВС моделируется тремя концентрическими слоями, а графит – шестью слоями. Между трубой канала и графитом также предусмотрено наличие зазора, параметры которого подбираются по результатам реакторных испытаний в зависимости от концентрации гелия в газовой смеси и характеристик графитовой кладки.

В рамках приведенной физической модели пространственно-временное распределение температуры в модельной ячейке описывается нестационарным уравнением теплопроводности

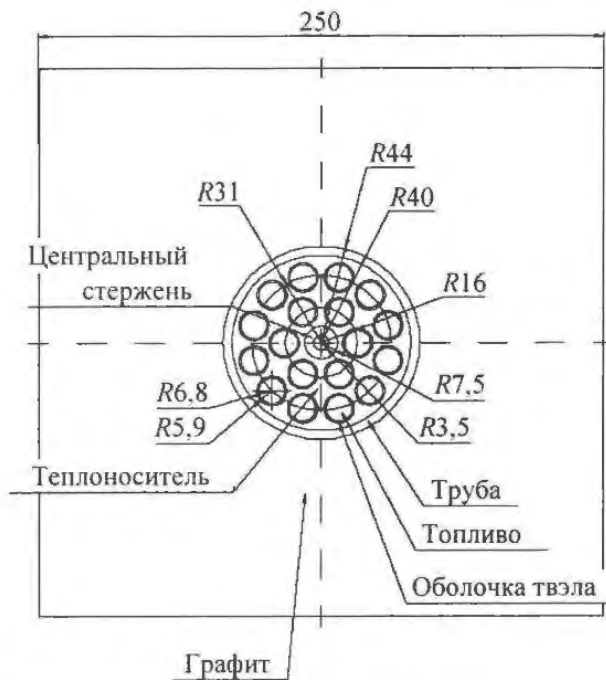


Рис. 1. Расчетная ячейка

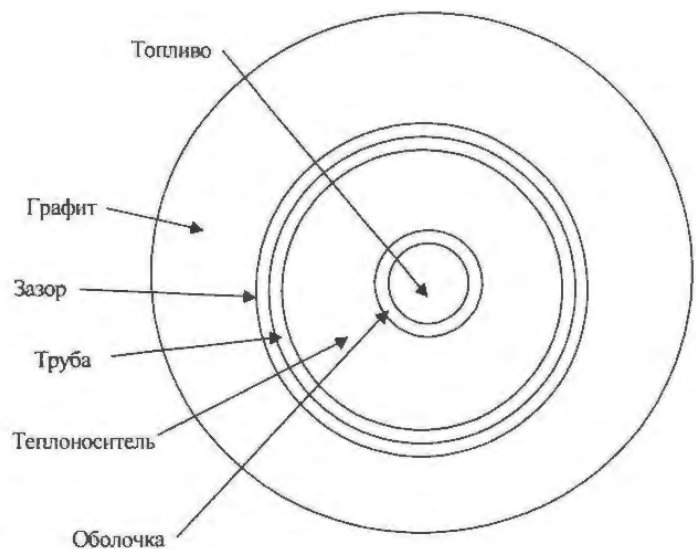


Рис. 2. Физическая модель твэла

$$\frac{dT(r,t)}{dt} = \frac{\lambda}{C_p} \frac{d^2T(r,t)}{dr^2} + \frac{Q(r,t)}{C_p} \quad (1)$$

с граничными условиями на внутренней границе $S_{d/2}$ в центре твэла и на внешней границе ячейки $S_{N+d/2}$, которые определяются равенством нулю соответствующих тепловых потоков

$$q_{1/2} = 0, \quad (2)$$

$$q_{N+1/2} = 0 \quad (3)$$

и заданным начальным условием

$$T(r,t) = T(r,t=0). \quad (4)$$

Здесь $T(r,t)$ – температура; λ – коэффициент теплопроводности; C – теплоемкость; ρ – плотность; $Q(r,t)$ – плотность энерговыделения; $q_{1/2}$ и $q_{N+1/2}$ – тепловые потоки в центре твэла и через внешнюю границу ячейки, соответственно; $T(r,t=0)$ – стационарное распределение температуры в начальный момент времени.

Ниже приводятся вывод и описание расчетного метода, примененного для расчета температур в программном комплексе ДИНА-РБМК. Цилиндрическая расчетная ячейка разбивается на зоны $r_{i-d/2}, r_{i+d/2}$, внутри которых теплофизические свойства можно принять постоянными, где $r_{i-d/2}$ и $r_{i+d/2}$ – соответственно левая и правая границы зоны.

Уравнение для средних по зонам температур среды

$$T_i(t) = \frac{1}{V_i} \int_{V_i} T(r,t) dv \quad (5)$$

можно получить, выполняя интегрирование по каждой из зон и переходя к интегрированию по поверхности:

$$\frac{dT_i(t)}{dt} = \frac{1}{C_i \rho_i V_i} \left(-S_{i-d/2} \lambda_{i-d/2} \frac{dT_{i-d/2}(t)}{dr} + S_{i+d/2} \lambda_{i+d/2} \frac{dT_{i+d/2}(t)}{dr} \right) + \frac{q_i(t)}{c_i \rho_i}. \quad (6)$$

Здесь $T_{i-d/2}(t)$ и $T_{i+d/2}(t)$ – температура соответственно на левой и правой границах i -й зоны; $q_i(t) = \frac{1}{V_i} \int_{V_i} Q(r,t) dv$ – энерговыделение в i -й зоне;

$$\lambda_{i-d/2} = \frac{\Delta r_{i-1}/2 + \Delta r_i/2 + \Delta r_{gi-1}}{\Delta r_{i-1}/(2\lambda_{i-1}) + \Delta r_i/(2\lambda_i) + r_{gi}} \text{ – эффективная теплопроводность на левой границе;}$$

$$\lambda_{i+d/2} = \frac{\Delta r_i/2 + \Delta r_{i+1}/2 + \Delta r_{gi}}{\Delta r_i/(2\lambda_i) + \Delta r_{i+1}/(2\lambda_{i+1}) + r_{gi}} \text{ – эффективная теплопроводность на правой границе;}$$

Δr_{gi} – величина зазора; r_{gi} – термическое сопротивление зазора.

Величина и термическое сопротивление зазора в рассматриваемой модельной ячейке отличны от нуля только для зон, соответствующих оболочке твэла и графитовой втулке с газовым зазором между трубой канала и графитовым блоком. Переходя в (6) к конечным разностям по пространственной переменной и вводя обозначения

$$c_i = S_{i-d/2} \lambda_{i-d/2} / (r_i - r_{i-1}), \quad a_i = S_{i+d/2} \lambda_{i+d/2} / (r_{i+1} - r_i), \quad (7)$$

получим систему уравнений для средних по зонам температур

$$\frac{dT_i(t)}{dt} = -(T_i(t) - T_{i-1}(t)) \frac{c_i}{C_i \rho_i V_i} + (T_{i+1}(t) - T_i(t)) \frac{a_i}{C_i \rho_i V_i} + \frac{q_i(t)}{C_i \rho_i}, \quad (8)$$

которую после простых преобразований можно представить в виде, удобном для построения численных алгоритмов,

$$\frac{dT_i(t)}{dt} = - \left(\frac{c_i}{C_i \rho_i V_i} + \frac{a_i}{C_i \rho_i V_i} \right) T_i(t) + F_i(t), \quad (9)$$

$$\text{где } F_i(t) = T_{i-1}(t) \frac{c_i}{C_i \rho_i V_i} + T_{i+1}(t) \frac{a_i}{C_i \rho_i V_i} + \frac{q_i(t)}{C_i \rho_i}.$$

Систему уравнений в конечных разностях для стационарного распределения температуры можно получить, приравнявая нулю производную по времени и полагая, что распределение мощности энерговыделения имеет стационарное значение

$$T_i = T_{i-1} c_i \frac{1}{c_i + a_i} + T_{i+1} a_i \frac{1}{c_i + a_i} + q_i V_i \frac{1}{c_i + a_i}. \quad (10)$$

Принимая во внимание граничные условия в центре ячейки (2) и на внешней границе (3) и полагая, что тепловой поток пропорционален соответствующему градиенту температуры, получим

$$T_1 = T_{i+1} + q_1 V_1 / a_1; \quad (11)$$

$$T_N = T_{N-1} + q_N V_N / c_N. \quad (12)$$

Полагая, что поток тепла в теплоноситель через внешнюю поверхность оболочки твэла и внутреннюю поверхность стенки канала пропорционален разности температур теплоносителя и оболочки твэла, т.е.

$$(T_{i+1} - T_i) S_{i+d/2} \lambda_{i+d/2} / (r_{i+1} - r_i) = \alpha_{\text{тв}} (T_{i+1} - T_i); \quad (T_i - T_{i-1}) S_{i-d/2} \lambda_{i-d/2} / (r_i - r_{i-1}) = \alpha_{\text{тр}} (T_i - T_{i-1}),$$

найдем соответствующие условия на границе теплоносителя и оболочки твэла:

$$T(r, t) = (T(r_{i-1}, t) c_i + \alpha_{\text{тв}} T(r_{i+1}, t) + q_i(t) V_i) / (c_i + \alpha_{\text{тв}}), \quad (13)$$

где $\alpha_{\text{тв}}$ – коэффициент теплопередачи от оболочки к теплоносителю; $T(r_i)$ – температура оболочки; $T(r_{i+1})$ – температура теплоносителя; на границе теплоносителя и трубы канала:

$$T(r_i) = (T(r_{i+1})a_i + \alpha_{\text{тп}}T(r_{i-1}) + q_i V_i) / (a_i + \alpha_{\text{тп}}), \quad (14)$$

где $\alpha_{\text{тп}}$ – коэффициент теплопередачи от стенки канала к теплоносителю; $T(r_{i+1})$ – температура стенки канала; $T(r_i)$ – температура теплоносителя.

Нестационарное распределение температуры с учетом дискретизации по пространственной переменной описывается уравнением (9), которое с учетом обозначения

$$\beta_i = \frac{c_i}{C_i \rho_i V_i} + \frac{a_i}{C_i \rho_i V_i} \quad (15)$$

запишется в виде

$$dT_i(t)/dt = -\beta_i T(r_i, t) + F_i(t). \quad (16)$$

Будем решать это уравнение на отрезке $t \in (t_k, t_{k+1})$. Переходя по временной переменной к

конечным разностям $\frac{dT_i(r_i, t_{k+1})}{dt} = \frac{T_i(r_i, t_{k+1}) - T_i(r_i, t_k)}{t_{k+1} - t_k}$ и вводя обозначения

$$b_i = c_i + a_i + C_i \rho_i V_i / dt; \quad g_i = V_i q_i(t_{k+1}) + V_i \frac{C_i \rho_i}{t_{k+1} - t_k} T_i(r_i, t_k), \quad (17)$$

после ряда преобразований получим уравнение

$$T(r_i, t_{k+1}) = T(r_{i-1}, t_{k+1}) c_i / b_i + T(r_{i+1}, t_{k+1}) a_i / b_i + g_i / b_i, \quad (18)$$

которое с алгоритмической точки зрения эквивалентно стационарному аналогу (10) с точностью до замены

$$(c_i + a_i) \Rightarrow (c_i + a_i + C_i \rho_i V_i / dt), \quad q_i V_i \Rightarrow V_i q_i(t_{k+1}) + V_i T_i(r_i, t_k) C_i \rho_i / (t_{k+1} - t_k). \quad (19)$$

Граничные условия нестационарной задачи аналогичны соответствующим условиям стационарной задачи с точностью до замены (19).

В центре ячейки

$$T(r_1, t) = T(r_{k+1}) + [V_1 q_1(t_{k+1}) + V_1 T_1(r_1, t_k) C_1 \rho_1 / (t_{k+1} - t_k)] / a_1. \quad (20)$$

На внешней границе ячейки

$$T(r_N) = T(r_{N-1}) + [V_N q_N(t_{k+1}) + V_N T(r_N, t_k) C_N \rho_N / (t_{k+1} - t_k)] / c_N. \quad (21)$$

На внешней границе оболочки твэла.

$$T(r_i, t) = (T(r_{i-1}, t) c_i + \alpha_{\text{тв}} T(r_{i+1}, t) + [V_i q_i(t_{k+1}) + V_i T(r_i, t_k) C_i \rho_i / (t_{k+1} - t_k)] / (c_i + \alpha_{\text{тв}})). \quad (22)$$

На внутренней поверхности стенки канала.

$$T(r_i) = (T(r_{i+1}) a_i + \alpha_{\text{тп}} T(r_{i-1}) + [V_i q_i(t_{k+1}) + V_i T(r_i, t_k) C_i \rho_i / (t_{k+1} - t_k)] / (a_i + \alpha_{\text{тп}})). \quad (23)$$

Для проверки используемой математической модели и алгоритма решения, применяемого в программном модуле TEMGRA, проведены расчетные исследования поведения температуры топлива и графита при различных тепловых потоках. Предварительные расчеты выполнены при изменении линейного теплового потока на расчетном участке от 11 000 до 32 000 Вт/м. Сравнение результатов расчета с полученными по программам RET [2] и PRISAD [3] приведено в табл. 1 и на рис. 3 и 4.

Таблица 1. Результаты расчетов по программам RET и TEMGRA и отклонения Δ температур в граничных точках

T, °C	Температура наружной границы	Температура наружной поверхности оболочки	Температура внутренней поверхности оболочки	Температура наружной поверхности топлива	Температура центра топлива	Линейная мощность, Вт/м
RET	300,5	300,5	339,1	592,1	1 437,6	34 230
TEMGRA	301,4232	301,4232	335,4904	605,48	1 444,313	
Δ	-0,923	-0,923	3,6096	-13,38	-6,713	
RET	299,8	299,8	336,3	589,2	1 374,7	32 270
TEMGRA	300,7665	300,7665	332,8753	594,94	1 377,956	
Δ	-0,966	-0,966	3,4247	-5,74	-3,256	
RET	298,9	298,9	332,3	583,2	1 287,1	29 580
TEMGRA	299,8814	299,8814	329,3505	580,61	1 288,516	
Δ	-0,981	-0,981	2,9495	2,59	-1,416	
RET	297,7	297,7	326,9	571	1 167	25 920
TEMGRA	298,6595	298,6595	324,4846	560,83	1 165,044	
Δ	-0,959	-0,959	2,4154	10,17	1,956	
RET	296,2	296,2	320,5	550	1 021,5	21 520
TEMGRA	297,1841	297,1841	318,609	536,95	1 015,95	
Δ	-0,984	-0,984	1,891	13,05	5,55	
RET	294,7	294,7	313,7	513,7	859,7	16 870
TEMGRA	295,6317	295,6317	312,4271	511,53	859,0841	
Δ	-0,932	-0,932	1,2729	2,17	0,6159	
RET	292,7	292,7	305,1	451,7	656,2	11 000
TEMGRA	297,8808	297,8808	304,6241	436,91	661,0856	
Δ	-5,181	-5,181	0,4759	14,79	-4,886	

Из приведенной таблицы видно, что максимальные отклонения температур топлива и графита в различных точках не превышают 15 и 10 °C, соответственно. На рис. 3 приведено изменение температуры по радиусу ТВС, рассчитанное для теплового потока, равного 16 870 Вт/м, по программам TEMGRA и PRISAD. Как видно из рисунка, распределение температур совпадает с хорошей точностью. Максимальная ошибка не превышает 10 °C.

Для проверки возможности использования программы TEMGRA при расчетах переходных и аварийных режимов проведены расчеты при скачкообразном увеличении мощности в два раза в нулевой момент времени. На рис. 4 приведено изменение максимальной темпера-

туры топлива и графита, рассчитанное по программам TEMGRA и PRISAD. Как видно из рисунка, результаты расчета динамического режима также совпадают с хорошей точностью.

Для реализации возможности моделирования температурного режима графитовой кладки с учетом изменения состава газовой смеси в реакторном пространстве выполнена настройка параметров теплофизической модели по результатам измерений температуры графита при различных концентрациях гелия, выполненных при экспериментальном определении величины коэффициента реактивности по температуре графита для энергоблоков РБМК-1000 Курской АЭС. Указанные данные для каждого измерения содержат значения интегральной мощности реактора, концентрации гелия и средней по активной зоне температуры графита.

Эти данные применены для предварительной настройки модели. Для более точной "верификационной" настройки модели могут быть использованы аналогичные результаты с приведенными показаниями конкретных датчиков температуры графита и величины мощности тепловыделения в местах установки этих датчиков.

Процедура настройки расчетной модели заключается в подборе зависимости от концентрации гелия величины термического сопротивления r_{gi} , входящего в выражение (6) для теплопроводности зоны модельной ячейки, соответствующей графитовой втулке с газовым зазором между трубой канала и графитовым блоком:

$$\lambda_{i+d/2} = \frac{\Delta r_i/2 + \Delta r_{i+1}/2 + \Delta r_{gi}}{\Delta r_i/(2\lambda_i) + \Delta r_{i+1}/(2\lambda_{i+1}) + r_{gi}}$$
 В качестве указанной зависимости выбрана линейная функция $r_{gi} = r_g^0(1 + \alpha_r \rho_{He})$, где r_g^0 — термическое сопротивление газового зазора при нулевой концентрации гелия; α_r — постоянный коэффициент; ρ_{He} — концентрации гелия в %.

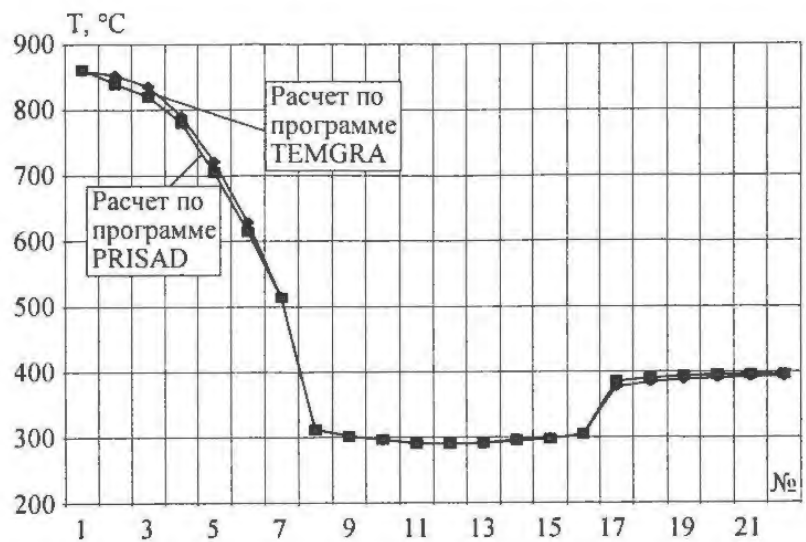
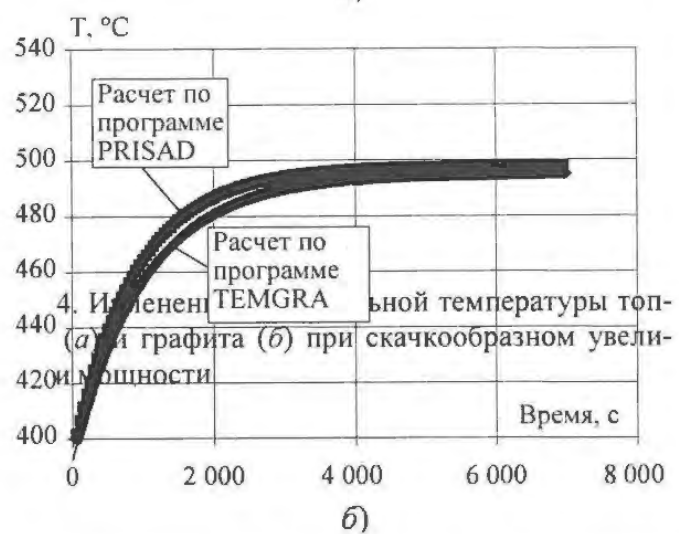
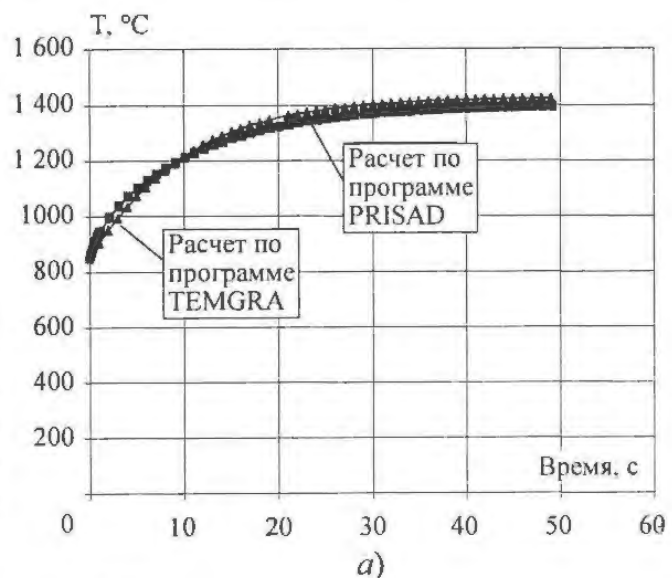


Рис. 3. Профиль распределения температур по радиусу ТВС (1-7 — топливо, 8-10 и 14-16 — оболочка, 11-12 — вода, 17-22 — графит)



4. Изменение средней температуры топлива (а) и графита (б) при скачкообразном увеличении мощности

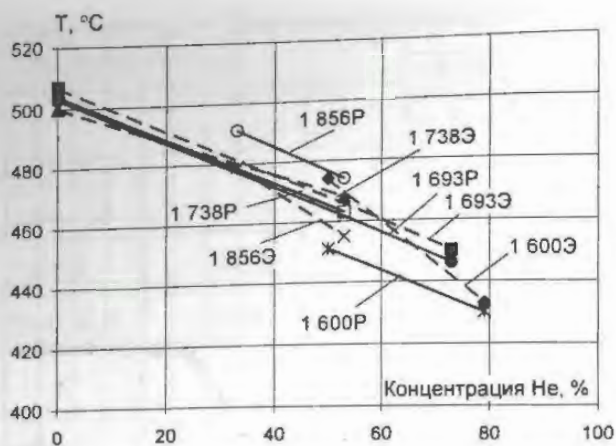


Рис. 5. Зависимость температуры графита от концентрации гелия при различных значениях мощности реактора: — расчет, - - - эксперимент

рации температуры графитовой кладки взяты показания 8-ми штатных трехзонных термопар, расположенных на стыках графитовых колонн в активной зоне реактора (правый верхний уровень ячеек 37-45, 15-37, 31-37, 45-37, 55-37, 61-37, 37-31). Энерговыведение в этих каналах может быть получено по данным штатной системы контроля СЦК СКАЛА. Окружение этих термопар включает как топливные, так и нетопливные каналы. Для расчета применены три типа окружений термопар: только топливные каналы (табл. 2 и 3); топливные каналы и один нетопливный (табл. 4); два топливных и два нетопливных канала (табл. 5). Основные исходные данные, используемые при расчетах значений температур графита, и результаты соответствующих расчетов приведены в табл. 2...5.

Таблица 2. Параметры для расчета температуры графита при термопаре в ячейке 37-31

Термопара 37-31 T = 508 °C						
Топливный канал		Топливный канал		Расчетное значение температуры, °C	Измеренное значение температуры, °C	Относительное отклонение, %
Ячейка	40-31	Ячейка	40-32			
N, МВт	1,062	N, МВт	1,055			
T _{расч}	504	T _{расч}	503			
Топливный канал		Топливный канал		507	508	0,2
Ячейка	37-31	Ячейка	37-32			
N, МВт	1,008	N, МВт	1,176			
T _{расч}	493	T _{расч}	527			

Представленное на рис. 5 сравнение результатов измерений температуры графита при различных мощностях и концентрациях гелия и соответствующих расчетов по предварительно настроенной модели показывает, что расчетная модель качественно описывает зависимость средней по активной зоне температуры графита от интегральной мощности и концентрации гелия.

Для оценки качества выполненной настройки модели для определения термического сопротивления зазора труба канала-графитовый блок использовались данные по результатам измерения коэффициента реактивности по температуре графита на II энергоблоке КуАЭС. Для регист-

Т а б л и ц а 3. Параметры для расчета температуры графита при термопаре в ячейке 37-45

Термопара 37-45 T = 492 °C						
Топливный канал		Топливный канал		Расчетное значение температуры, °C	Измеренное значение температуры, °C	Относительное отклонение, %
Ячейка	40-45	Ячейка	40-46			
N, МВт	0,973	N, МВт	1,25	509	492	3,5
T _{расч}	486	T _{расч}	542			
Топливный канал		Топливный канал				
Ячейка	37-45	Ячейка	37-46			
N, МВт	0,945	N, МВт	1,176			
T _{расч}	481	T _{расч}	527			

Т а б л и ц а 4. Параметры для расчета температуры графита при одном нетопливном канале

Термопара 55-37 T = 465 °C						
Нетопливный канал		Топливный канал		Расчетное значение температуры, °C	Измеренное значение температуры, °C	Относительное отклонение, %
Ячейка	56-37	Ячейка	56-40			
N, МВт	0	N, МВт	1,3	472	465	1,7
T _{расч}	293	T _{расч}	552			
Топливный канал		Топливный канал				
Ячейка	55-37	Ячейка	55-40			
N, МВт	1,078	N, МВт	1,226			
T _{расч}	507	T _{расч}	537			

Т а б л и ц а 5. Параметры для расчета температуры графита при двух нетопливных каналах

Термопара 61-37 T = 422 °C						
Нетопливный канал		Нетопливный канал		Расчетное значение температуры, °C	Измеренное значение температуры, °C	Относительное отклонение, %
Ячейка	62-37	Ячейка	62-40			
N, МВт	0	N, МВт	0	394	422	6,6
T _{расч}	275	T _{расч}	275			
Топливный канал		Топливный канал				
Ячейка	61-37	Ячейка	61-40			
N, МВт	1,066	N, МВт	1,129			
T _{расч}	507	T _{расч}	517			

Из приведенных таблиц видно, что максимальная погрешность расчета температуры графита с применением предварительно настроенной модели по сравнению с измерениями с помощью термопар не превышает 7 %. Максимальная погрешность получается при наличии в месте установки термопар двух нетопливных каналов, что, очевидно, требует уточнения доли энерговыделения в графите для нетопливных каналов.

Заключение

Приведено описание методики и программы расчета температуры графита в активной зоне реактора РБМК, проведена предварительная настройка параметров модели. Приведены результаты верификации расчетной модели по показаниям восьми термопар для реального состояния II энергоблока Курской АЭС. После настройки и верификации на более широкой экспериментальной базе предлагаемая методика может быть использована для расчета температуры графита и топлива в полномасштабных нейтронно-физических программных комплексах при моделировании нестационарных режимов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Васекин В.Н., Данилова Е.Н., Ионов А.И., Кулаков А.С., Останина М.А., Трехов В.Е.* DINA-РБМК: Программный комплекс моделирования стационарных состояний и штатных переходных режимов РУ РБМК // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2004, вып. 3. – С. 51 – 61.
2. *Ямников В.С.* Программа RET(TR), версия 2. Рег. № БС в ЦЭП № 347 от 23.09.1994, паспорт ПС № 59 от 17.10.96, ВНИИНМ, инв. № 00347, ОФАП-ЯР, 1994.
3. *Вопросы* верификации программ, использующихся при обосновании безопасности ИТЭР / Сб. тезисов докладов VI Всерос. конф. "Инженерные проблемы термоядерных реакторов ИПТР-97", С.-Петербург, 27 – 29 мая 1997 г. – С. 202.

Статья поступила в редакцию 14 декабря 2006 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2007, вып. 1, с. 14 – 22.

УДК 621.039.5

Расчет динамических режимов РУ БН-600 на базе комплекса JOKER

Е.Ф. Селезнев, А.И. Айзатулин, А.А. Белов, Н.В. Козлова, И.В. Федоров,
ВНИИАЭС, 109507, Москва, Ферганская ул., 25

Дано краткое описание комплекса JOKER программ расчетного обеспечения обоснования загрузки в динамических режимах при эксплуатации АЭС с реактором БН-600. Комплекс предназначен для расчетов поведения физики активной зоны (а.з.) реактора, теплогидравлики всех контуров АЭС, учета формоизменения компонентов а.з. из-за физических (выгорание, флюенс) и температурных нагрузок вплоть до вскипания теплоносителя, растрескивания оболочек твэлов, плавления топлива и т.п.

NPP BN-600 dynamics regims calculation at the base of computer code JOKER. E.F. Seleznev, A.I. Aizatulin, A.A. Belov, N.V. Kozlova, I.V. Fedorov. It is very short description of the code JOKER use for dynamic regimes calculation NPP BN-600 with neutron physics, core reactor thermo hydraulics and thermo mechanics, primary, second and third circuits thermo hydraulics with boiling coolant, fuel cracks and molten etc.

Расчетное обеспечение для обоснования загрузки быстрых реакторов развивалось вместе с работами по проектированию и эксплуатации таких реакторов. К указанному расчетному обеспечению можно отнести разработку и реализацию в программах методов расчета, создание библиотек нейтронных и теплофизических констант и алгоритмов по работе с ними. Все эти вопросы нашли свое отражение при развитии реакторов на быстрых нейтронах.

В связи с многообразием методов в данной работе остановимся лишь на части, относящейся непосредственно к эксплуатации быстрых реакторов.

К эксплуатационным следует отнести программы, применяемые для обоснования конкретных топливных загрузок реактора, а также "советчики оператору" и тренажерные. Для эксплуатационных программ отметим, как необходимые, требования высокой скорости получения результата, высокой степени детализации модели, согласования нейтронно-физического, теплогидравлического и термомеханического расчетов. Работа эксплуатационной программы невозможна без топливного архива.

Для обоснования топливных загрузок на АЭС с реактором БН-600 используется комплекс ГЕФЕСТ [1]. Он находится в штатной эксплуатации на Белоярской АЭС с 1992 г. Сейчас проводится его модернизация, связанная с переводом комплекса на новую систему констант БНАБ-93 [2], в том числе позволяющую получать характеристики запаздывающих нейтронов непосредственно из библиотеки, чего не было в предыдущих ее версиях. Комплекс ГЕФЕСТ применяется на БАЭС для контроля паспортных характеристик реакторной установки с БН-600, в основном нейтронно-физических параметров а.з. в стационарном режиме. Для расчетного обоснования загрузок на АЭС с БН-600 в динамических режимах разработан комплекс программ JOKER [3], в котором проводится учет работы контуров и оборудования АЭС в целом. Данный комплекс, включающий описание физики а.з. реактора, теплогидравлики всех контуров АЭС, учета формоизменения компонентов а.з. из-за физических (выгорание, флюенс) и температурных нагрузок, создан на базе комплексов ГЕФЕСТ [1] и SAS-4A [4].

Модель а.з. БН-600 в комплексе JOKER аналогична ее модели в комплексе ГЕФЕСТ, т.е. один теплогидравлический канал в терминологии комплекса SAS-4A соответствует одной тепловыделяющей сборке (ТВС), так что число каналов достигает 1000, в то время как в комплексе SAS-4A оно не превышает 34.

Комплекс JOKER создан в системе разработки и эксплуатации программных моделирующих комплексов WinMod, реализованной во ВНИИАЭС, которая представляет собой систему программирования, разработанную с учетом опыта построения полномасштабных и аналитических тренажеров АЭС и основанную на передовых технологиях программирования. Она включает в себя средства интеграции и управления моделями технологических систем, а также имитации органов управления и контроля. Данная система, предназначенная для персональных компьютеров с процессорами Intel, обладает универсальностью и высокой производительностью.

Такая система интегрирует модели технологических процессов, управляет данными расчетов, визуализирует результаты моделирования, организует интерактивное управление моделями на одном или нескольких компьютерах в составе локальной сети. Специальная технология размещения данных в системе гарантирует совместимость моделей различных технологических процессов на всех этапах разработки и обеспечивает сохранность данных для анализа. Указанная система позволяет эффективно работать на одном экране с несколькими панелями управления моделируемого оборудования.

Возможность использования при подготовке графики операторских станций фотоизображений, профессиональных графических пакетов, большая библиотека органов управления и контроля обеспечивают высокую степень реалистичности. Применение видео, анимации и звука открывает неограниченные возможности визуализации событий и интерпретации данных. Из аналогичных систем можно отметить UNIX ориентированную систему GSE (S3-system) США – ВНИИАЭС [5].

За время работы реактора БН-600 в нем отработали ТВС с твэлами, содержащими столбцы топлива разной высоты, что приносит определенные трудности в моделирование реактора. Кроме того, размеры топливных столбцов меняются при изменении температуры

среды в а.з. Если учесть, что при переводе реактора с МКУ на полную мощность рост температуры теплоносителя на входе в а.з. составляет 130...140 °С, то даже в условиях нормальной эксплуатации реактора перемещения различных ТВС относительно друг друга находятся на уровне 1 %. Длина топливной части в разных ТВС отличается до 10 % и не всегда можно совместить границы топлива в ТВС с границами ячеек расчетной модели реактора. Поэтому длины топлива в модели ТВС могут отстоять от реальных длин до 5 %. Влияние этих погрешностей на результаты расчета ранее не оценивалось. Кроме того, в аварийных ситуациях перемещение топлива в разных ТВС относительно друг друга приведет к росту отклонений размеров ТВС и ячеек модели реактора, тем самым увеличивая модельную погрешность.

Для ее снижения предложена новая технология моделирования а.з. реактора, по имени программы названная JOKER-технологией. В ее рамках предложено вместо одной расчетной модели а.з. иметь две – математическую и физическую. Физическая модель состоит из расчетных ячеек как физических объектов, например, это часть объема ТВС. Физическая модель может иметь изменяющиеся границы, учитывающие формоизменения моделируемого физического объекта, например, его температурное изменение или перемещение в пространстве, связанное с аварийной ситуацией, и т.п. Таким образом, физической моделью для комплекса программ считается модель реактора, зоны которой отличаются друг от друга физическими характеристиками. Такими характеристиками служат нуклидный состав, температуры нуклидов, размеры и число твэлов, толщина оболочек твэлов и другие.

Математическая модель имеет неизменные размеры ячейки в процессе всего расчета. В какой-то момент времени, например начальный, физическая и математическая модели могут совпадать. Математическая модель предназначена для решения математических уравнений, например, уравнений переноса нейтронов, теплопереноса, термомеханики. И т.к. расчетные ячейки этой модели неизменны, то из результатов расчета исключается изменение математической составляющей модельной погрешности, связанной с изменением расчетной сетки и т.п. Физическая модель обеспечивает качественный учет всех физических процессов в реакторе через изменение коэффициентов математических уравнений, например, нейтронных констант, теплогидравлических или термомеханических параметров. В общем случае число расчетных ячеек не обязательно должно совпадать в моделях.

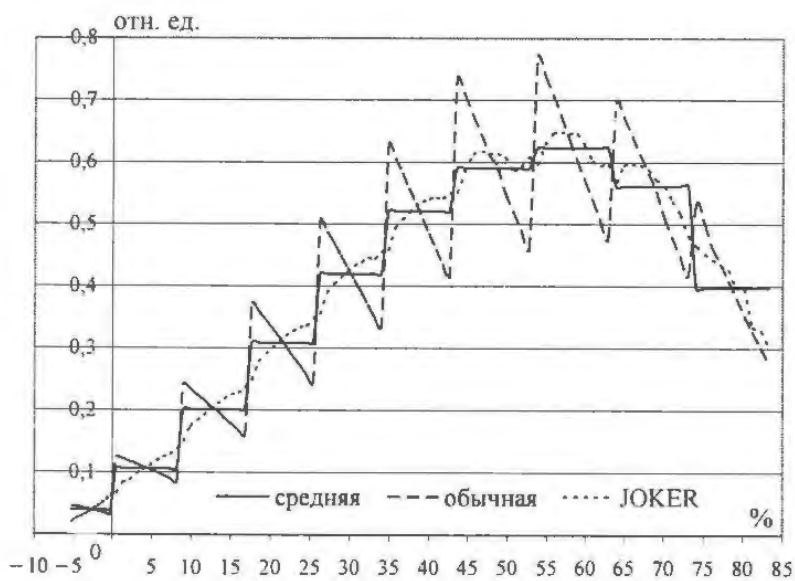


Рис. 1. Дифференциальная эффективность стержня в моделях реактора БН-600 в зависимости от глубины погружения в а.з.

Использование двух моделей при расчете реактора эффективно при загрузке в реактор ТВС с разной длиной участков с обогащенным и необогащенным топливом, при моделировании формоизменения твэлов и ТВС в случае изменения температуры среды при нормальных условиях эксплуатации или аварийных ситуациях, вплоть до тяжелых аварий с разрушением твэлов и ТВС. Для демонстрации возможностей предложенной технологии на рис. 1 приведена дифференциальная эффективность одного из стержней БН-600 при погружении его от верхнего концевика, расположенного в области верхнего торцевого экрана ($x < 0$), до нижнего концевика.

Эффективность стержня рассчитана по различным технологиям, где под обычной понимается учет долей объемов, занимаемых в расчетной ячейке разными составами стержня. Средние значения получены из точных расчетов, в которых граница поглотителя совпадала с границей расчетной ячейки. При движении стержня поглощающая часть существенно изменяет свое положение в расчетных ячейках, и проблема расчета состоит в необходимости получения гладкой кривой дифференциальной эффективности стержня, отвечающей экспериментальным данным, чему наиболее соответствует кривая, полученная в рамках JOKER-технологии.

В качестве аналога модулей теплогидравлики и термомеханики комплекса JOKER взят комплекс программ SAS-4A, созданный в Аргоннской национальной лаборатории США [4], предназначенный для проведения расчетного анализа аварийных ситуаций на реакторных установках с жидкометаллическим теплоносителем. Таким образом, при проведении расчетного анализа загрузок реактора комплекс программ JOKER рассчитывает поведение топлива, оболочки, теплоносителя при генерации и переносе тепла, кипении теплоносителя, разгерметизации твэла и даже плавлении топлива и оболочки. В комплексе программ проводится определение температур теплоносителя, оболочки твэла, топлива и всех рабочих поверхностей во всех расчетных точках модели реактора. Из полученной в нейтронно-кинетическом расчете мощности энерговыделения в каждой ТВС, с учетом особенностей теплоносителя и ТВС, по известным алгоритмам определяются все необходимые температуры с учетом изменения характеристик теплоносителя по высоте ТВС.

При моделировании всех трех контуров АЭС с реактором БН-600 предполагается, что а.з., боковая зона воспроизводства и внутриреакторное хранилище загружены ТВС, состоящими из стерженьковых твэлов, содержащих топливный материал, способный поддерживать цепную реакцию деления и выделять тепло. В межстерженьковом пространстве находится теплоноситель.

Основной расчетной моделью комплекса служит модель канала а.з., в котором натрий снимает тепло с твэла. В реальности натрий, проходя в межтвэльном пространстве, омывает несколько твэлов, но для расчетного исследования модель канала в комплексе представляет собой твэл, омываемый натрием, с наружной цилиндрической псевдостенкой, имитирующей чехол топливной сборки. Для возможности сравнения результатов в комплексе программ JOKER сохранено радиальное моделирование твэла комплекса SAS-4A – до 11 расчетных точек по радиусу (рис. 2). Перепады температур определяются между теплоносителем и оболочкой (перепад температур на пограничном слое), на оболочке твэла, на контакте топливо-оболочка и непосредственно в топливной таблетке, в которой учитываются изменения структуры топлива.

В комплексе JOKER физическая модель а.з. реактора состоит из 18 высотных расчетных ячеек в каждой ТВС для решения нейтронно-физической и теплогидравлической задач, как в комплексе ГЕФЕСТ. В теплогидравлической модели предусмотрено моделирование канала, содержащего твэл с топливом, газовой полостью и торцевыми (стальными) отражателями. В качестве топлива заведены данные по двуокиси урана и плутония.

Модель контуров включает в себя объемы теплоносителя под дав-

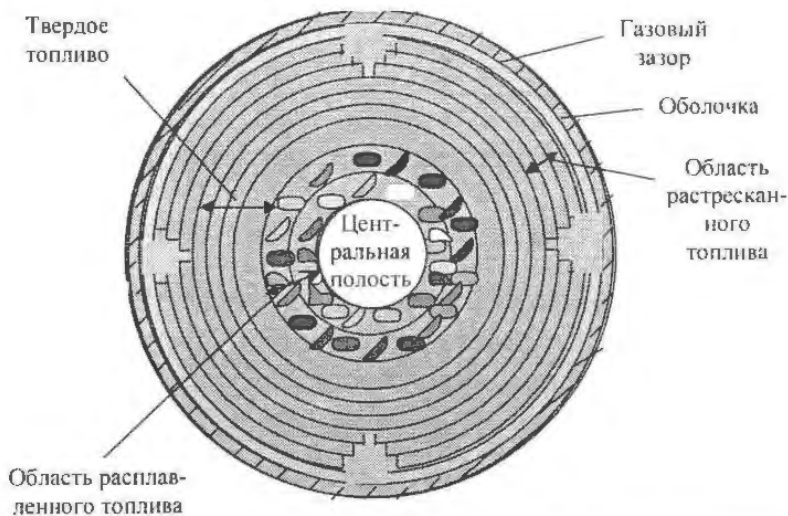


Рис. 2. Радиальные зоны твэла в модуле термомеханики комплекса JOKER

лением как с газовой подушкой, так и без нее; элементы контуров, сгруппированные в сегменты. Моделируются все петли I и II натриевых контуров, включая все 8 секций парогенератора (ПГ). Причем с учетом регламента работы секций ПГ три секции модели в каждой петле II контура моделируют непосредственно по одной секции ПГ, а четвертая секция модели в петле отражает работу пяти секций ПГ.

Ввод информации по а.з. обеспечивается автоматически через подключение к топливному архиву комплекса ГЕФЕСТ. Для облегчения ввода данных по оборудованию формируется специальная база данных оборудования АЭС с БН-600, изменения в которую могут вноситься по мере замены оборудования. Задание на расчетный процесс может быть заведено заранее или может вводиться во время процесса с окна инструкторской станции. Такой ввод данных существенно облегчает работу пользователя и уменьшает возможность ошибок во входных данных.

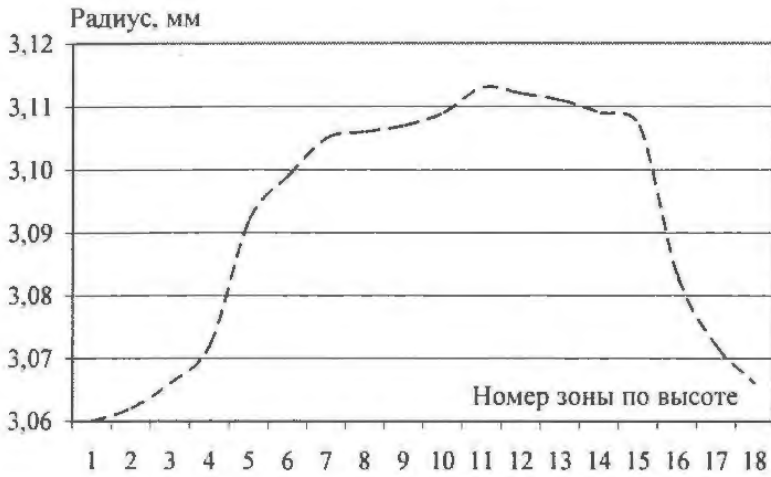


Рис. 3. Изменение внешнего радиуса топливной таблетки по высоте твэла

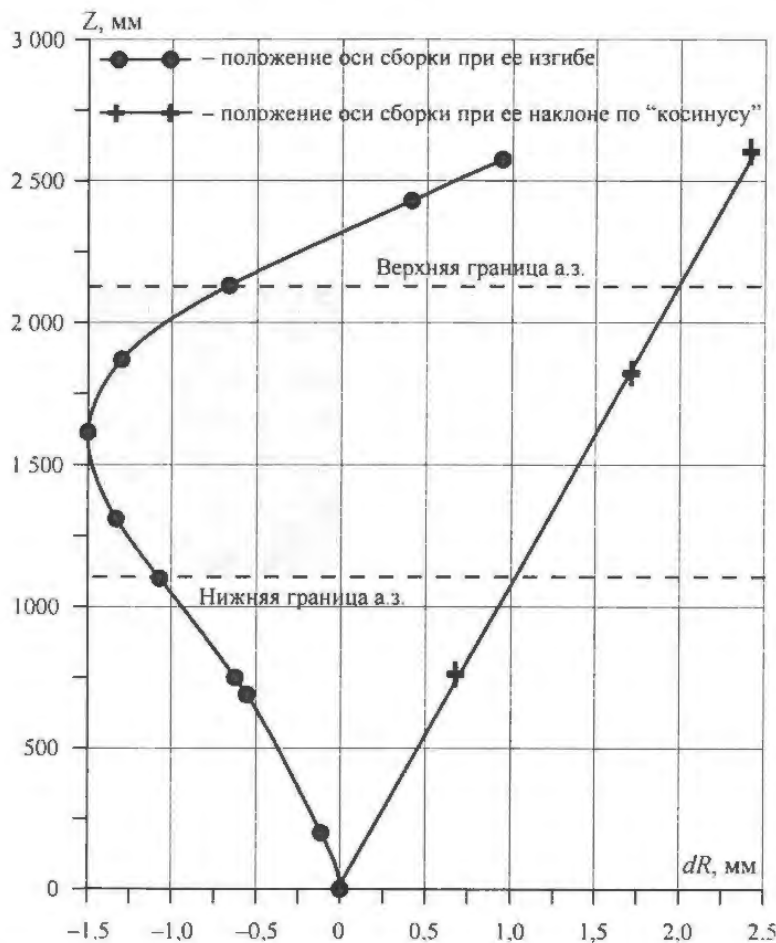


Рис. 4. Усредненное по азимуту отклонение оси ТВС наружного ряда а.з. реактора типа БН-600 при различных моделях температурной деформации

ется специальная база данных оборудования АЭС с БН-600, изменения в которую могут вноситься по мере замены оборудования. Задание на расчетный процесс может быть заведено заранее или может вводиться во время процесса с окна инструкторской станции. Такой ввод данных существенно облегчает работу пользователя и уменьшает возможность ошибок во входных данных.

На рис. 3 в качестве иллюстрации расчета одного из состояний реактора БН-600 приведена зависимость внешнего радиуса топливных таблеток от номера высотной ячейки в твэле одной из ТВС а.з. в начале ее третьей микрокампании. В исходном состоянии этот радиус равен 3,05 мм. На рисунке ячейки 5...15 соответствуют а.з., а ячейки 1...4 и 16...18 торцевым экранам.

С учетом возможностей JOKER-технологии прямым расчетом для начала одной из последних микрокампаний промоделировано отклонение осей ТВС а.з. реактора типа БН-600 при различных моделях температурной деформации в соответствии с работами [6] и [7] (рис. 4), в которых расчеты проводились на модели гибридной зоны БН-600. Получили эффект реактивности от радиальной температурной деформации для конической модели -2 цента, а для модели с изгибом твэлов -1 цент, что отличается от данных работы [7] -11 центов и $+1$ цент, соответственно. Кроме различных зон в этих расчетах был и разный алгоритм расчета, для JOKER — это прямой расчет, а в работах [6] и [7] — с использованием теории возмущений.

В табл. 1 и 2 представлены результаты расчетов температур в твэлах ТВС с максимальной линейной нагрузкой по высоте активной части при работе реактора на номинальной мощности по комплексам ГЕФЕСТ, JOKER для одной из реальных загрузок и MIF-2 [8] для соответствующей проектной загрузки, из которых видно хорошее согласие расчетов.

Таблица 1. Характерная температура в ТВС с максимальной линейной нагрузкой по высоте активной части при работе реактора на номинальной мощности, °С

Тип ячейки	Двухкоординатный номер ячейки	Температура теплоносителя на выходе из ТВС		Максимальная температура оболочки		Средняя по радиусу твэла, максимальная по высоте ТВС температура топлива.		Максимальная температура топлива
		ГЕФЕСТ	JOKER	ГЕФЕСТ	JOKER	ГЕФЕСТ	JOKER	
ЗМО*	16-16	597	599	608	607	1 333	1 417	2 140
ЗСО*	26-21	590	589	600	599	1 308	1 384	2 083
ЗБО*	24-26	590	592	602	601	1 392	1 490	2 278
ЗБО* (периферия)	28-24	555	557	565	565	1 211	1 256	1 886
ВБЗВ**	29-20	545	546	546	547	875	865	1 253
НБЗВ**	30-29	535	535	536	536	615	593	684
ВРХ***	03-18	474	474	474	474	494	487	496

* – ЗМО, ЗСО, ЗБО – зоны малого, среднего и большого обогащения ТВС а.з.;

** – ВБЗВ, НБЗВ – внутренняя и наружная зоны воспроизводства;

*** – ВРХ – внутриреакторное хранилище

Таблица 2. Номинальная температура внутренней поверхности оболочек твэлов ТВС с максимальной линейной нагрузкой по высоте активной части при работе реактора на номинальной мощности, °С

ТВС ЗМО			ТВС ЗСО			ТВС ЗБО			ТВС ЗБО (периферия)		
MIF-2	ГЕФЕСТ	JOKER	MIF-2	ГЕФЕСТ	JOKER	MIF-2	ГЕФЕСТ	JOKER	MIF-2	ГЕФЕСТ	JOKER
16-16	16-16	16-16	10-11	26-21	26-21	07-12	24-26	24-26	05-11	28-24	28-24
402	405	402	398	403	399	397	404	402	390	396	394
425	428	424	422	425	421	420	428	425	410	416	413
452	453	449	450	450	446	448	454	450	433	437	433
480	480	475	478	476	471	475	481	476	456	459	455
508	506	501	507	502	497	504	507	502	481	481	477
535	530	525	533	526	521	532	530	526	503	501	497
557	553	548	556	547	543	555	551	547	525	520	516
575	572	568	575	566	562	574	569	566	541	536	533
589	588	585	588	581	578	587	584	582	553	549	547
598	600	598	598	592	591	597	595	593	562	559	557
604	608	607	603	600	599	601	602	601	566	565	565

Заключение

Комплекс программ JOKER, предназначенный для расчетного обоснования загрузок на АЭС с реактором БН-600 в нестационарных режимах с конкретным оборудованием, не заменит комплекса программ ГЕФЕСТ, а будет служить его дополнением, моделируя работу любого оборудования АЭС от показаний блока ионизационных камер, что очень важно при просчете и анализе штатных и нештатных экспериментов в реакторе, до оборудования III контура. В настоящее время комплекс программ JOKER находится в опытной эксплуатации на БАЭС.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Альперович М.Н., Григорьева Н.М., Сысоева О.В., Селезнев Е.Ф., Яблоков С.Л.* Аннотация комплекса программ ГЕФЕСТ // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 4. – С. 36 – 43.
2. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений // ВАНТ. Сер: Ядерные константы, 1996, вып. 1. – С. 59.
3. *Селезнев Е.Ф., Пряничников А.А., Федоров И.В., Айзатулин А.И., Белов А.А., Келарев Е.Ю.* Комплекс программ JOKER-расчетного обоснования безопасной эксплуатации АЭС с РУ БН-600 в динамических режимах / Тезисы докладов IV межд. научно-техн. конф. “Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики”. – М.: ВНИИАЭС, 2004. – С. 82 – 86.
4. *Sahalan J.E. et al.* Advanced LMR Safety Analysis Capabilities in the SASSYS1 and SAS-4A Computer Codes // Proc. of the Int. Topical Meeting on Advanced Reactors Safety, Pittsburgh, PA, April 17 – 21, American Nuclear Society, 1994.
5. *Емельяненко В.Ю., Чувильчиков М.С.* Технология моделирования атомных электростанций // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1999, вып. 2. – С. 70 – 74.
6. *Васильев Б.А., Фаракин М.Р.* Эффект реактивности от изгиба ТВС. Алгоритм расчета и опыт его применения. “Нейтроника-2004”, Обнинск, 2004, www.neutronica.ru.
7. *Васильев Б.А., Фаракин М.Р.* Значимость эффекта реактивности от изгиба ТВС и его неопределенности при расчете переходных режимов. Там же.
8. *Богословская Г.П., Карпенко А.А., Матюхин Н.М., Сорокин А.П.* Верификация программы MIF-2 теплогидравлического расчета активной зоны реакторов на быстрых нейтронах / Тезисы докладов межотр. конф. “Теплофизика-2005”, г. Обнинск. – С. 34.

Статья поступила в редакцию 11 декабря 2006 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2007, вып. 1, с. 22 – 28.

ИЗМЕРЕНИЕ РЕАКТИВНОСТИ

УДК 621.039.51

Взаимосогласованное определение реактивности и других коэффициентов точечной модели кинетики, наилучших для данного реактора

Б.Д. Абрамов, Ю.В. Матвеев,

ФГУП "ГНЦ РФ-ФЭИ", 249020, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1

Рассматриваются методы идентификации реактивности и других коэффициентов точечной модели кинетики, наилучших для данного реактора в смысле метода наименьших квадратов.

The reactivity and other coefficients of the point reactor kinetics model identification. B.D. Abramov, Yu.V. Matveev. The identification of the reactivity and other coefficients of the point reactor kinetic equations are considered.

В работе обсуждаются методы идентификации (определения) реактивности и других коэффициентов точечной модели кинетики реактора по измеряемой зависимости потока нейтронов от времени без привлечения не всегда достоверной расчетной или библиотечной информации о них [1...10]. К таким методам относится метод [3] одновременного определения реактивности ρ и величины q внешнего источника, метод [5], развивающий предыдущий по линии определения и некоторых дополнительных коэффициентов с целью учета пространственных эффектов реактивности, и др.

Эти методы хорошо зарекомендовали себя и широко используются в практике реакторных измерений. Однако они не полностью реализуют идею идентификации коэффициентов непосредственно в ходе самого эксперимента и опираются на применение библиотечных данных по запаздывающим нейтронам.

В настоящей работе предлагается более полно реализовать эту идею путем одновременного с указанными коэффициентами определения и данных по запаздывающим нейтронам. Точнее, не всех таких данных, а лишь относительных выходов запаздывающих нейтронов $a_j = \beta_j / \beta$ при использовании заранее заданных, фиксированных постоянных распада λ_j (например, "универсальных", одинаковых для всех нуклидов и энергий 8-групповых постоянных распада предшественников запаздывающих нейтронов λ_j работы [6] и т.п.).

1. Постановка задачи

Рассмотрим задачу приближенного моделирования эволюции потока нейтронов $\varphi(x, E, \Omega, t)$ в реакторе, описываемой уравнениями [1, 2, 7]

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

$$\partial R_{(l)}^{(m')} / \partial t = -\lambda_{(l)}^{(m')} R_{(l)}^{(m')} + F_{(l)}^{(m')} \varphi \quad (1б)$$

и некоторыми упрощенными уравнениями точечной модели кинетики [1...10]

$$\Lambda \frac{dn}{dt} = (\rho - \beta)n + \sum_j \lambda_j c_j + q, \quad \frac{dc_j}{dt} = -\lambda_j c_j + \beta_j n. \quad (2)$$

Известны различные подходы к решению этой задачи. Один из них, восходящий к работам Л.Н. Усачева, А.Ф. Непгу и др. [1, 2, 7], заключается в свертке уравнений (1) к уравнениям вида (2) с коэффициентами $\rho, q, \beta_j, \lambda_j, \Lambda$ в виде некоторых дробно-билинейных функционалов на решениях $\varphi, R_{(l)}^{(m)}, \psi^*$ уравнений (1) и соответствующих им сопряженных условно-критических уравнений.

Для его реализации необходимо уметь вычислять эти коэффициенты, что требует знания исследуемого состояния реактора, т.е. знания операторов $M, F_{(l)}^{(m)}$, решений $\varphi, R_{(l)}^{(m)}, \psi^*$ упомянутых уравнений и т.д. Соответствующие приближенные методы достижения этого описаны, например, в [2, 7].

Альтернативный подход заключается в вычислении коэффициентов уравнений (2) методами типа метода наименьших квадратов непосредственно по измеряемой зависимости потока нейтронов от времени. В нем предварительного знания исследуемого состояния реактора и соответствующих коэффициентов уравнений (1) не требуется, что представляется весьма ценным. Ниже рассматриваются, следуя [9], некоторые варианты такого подхода. Другие см. в [8].

2. Основные уравнения и предположения

Обратимся к задаче идентификации коэффициентов $\rho, q, \beta_j, \lambda_j, \Lambda$ уравнений (2) по экспериментальным (или расчетным) значениям потока нейтронов $n(t)$ методом наименьших квадратов. Будем предполагать, что эксперимент (расчет) заключается в измерении (расчете) $n(t)$ в реакторе, подвергнутом в промежутке $t \in (t_-, t_+)$, $-\infty < t_- \leq t_+ = 0$ некоторому возмущению, переводящему реактор из одного фиксированного состояния при $t < t_-$ в другое при $t > 0$.

Отметим, что если значения $n(t)$ берутся из решения S -групповых уравнений вида (2) с коэффициентами $\bar{\rho}(t), \bar{q}(t), \bar{\beta}_s, \bar{\lambda}_s, \bar{\Lambda}$ (где $s = \bar{1}, \bar{S}$, а коэффициенты $\bar{\rho}(t), \bar{q}(t)$ являются при $t > 0$ константами), то эта задача переходит в задачу конверсии (преобразования) исходных S -групповых констант $\bar{\rho}, \bar{q}, \bar{\beta}_s, \bar{\lambda}_s, \bar{\Lambda}$ в новые J -групповые константы $\rho, q, \beta_j, \lambda_j, \Lambda$ (где, например, $S = 6, J = 8$ и т.д.).

Вводя обозначения

$$\dot{n} = dn/dt, \quad v_j(t) = \int_{-\infty}^t \dot{n}(t') e^{-\lambda_j(t-t')} dt', \quad z_j(t) = \int_{-\infty}^t (t-t') \dot{n}(t') e^{-\lambda_j(t-t')} dt' \quad (3)$$

и переписывая уравнения (2) в виде $\rho n + q - \sum_j v_j \beta_j - \Lambda \dot{n} = 0$, сведем задачу идентификации $\rho, q, \beta_j, \lambda_j, \Lambda$ к задаче условной минимизации функционала $\Phi = \langle [\rho n(t) + q - \sum_{j=1}^J v_j(t) \beta_j - \Lambda \dot{n}]^2 \rangle$ с условием $\beta = \sum_j \beta_j = \sum_s \bar{\beta}_s = \bar{\beta}$ сохранения β при

переходе от S к J группам, где $\langle f \rangle = \int_0^T w(t) f(t) dt$, $w(t) > 0$ – некоторая весовая функция, T – время наблюдения (экспозиции).

Отметим, что условие $\beta = \check{\beta}$ имеет смысл, если только величина $\check{\beta}$ заранее известна. В противном случае оно либо опускается, либо речь ведется об отыскании лишь относительных значений коэффициентов $\rho, q, \beta_j, \Lambda$ в единицах β , когда условие $\beta = \check{\beta}$ переходит в условие нормировки вида $1 = 1$.

Дифференцируя функционал Лагранжа $\Phi + 2\gamma(\beta - \check{\beta})$ по $\rho, q, \beta_j, \lambda_j, \Lambda, \gamma$ и приравнивая результаты нулю, приходим к системе $2J + 3$ уравнений

$$\rho \langle n^2 \rangle + q \langle n \rangle - \sum_{j=1}^J \langle v_j n \rangle \beta_j - \Lambda \langle n \dot{n} \rangle = 0, \quad (4a)$$

$$\rho \langle n \rangle + q \langle 1 \rangle - \sum_{j=1}^J \langle v_j \rangle \beta_j - \Lambda \langle \dot{n} \rangle = 0, \quad (4б)$$

$$\rho \langle v_i n \rangle + q \langle v_i \rangle - \sum_{j=1}^J \langle v_i v_j \rangle \beta_j - \Lambda \langle v_i \dot{n} \rangle - \gamma = 0, \quad (4в)$$

$$\rho \langle z_i n \rangle + q \langle z_i \rangle - \sum_{j=1}^J \langle z_i v_j \rangle \beta_j - \Lambda \langle z_i \dot{n} \rangle = 0, \quad (4г)$$

$$\rho \langle \dot{n} n \rangle + q \langle \dot{n} \rangle - \sum_{j=1}^J \langle \dot{n} v_j \rangle \beta_j - \Lambda \langle \dot{n}^2 \rangle = 0, \quad (4д)$$

$$\beta = \sum_{j=1}^J \beta_j = \sum_{s=1}^S \check{\beta}_s = \check{\beta} \quad (4е)$$

метода наименьших квадратов для определения коэффициентов $\rho, q, \beta_j, \lambda_j, \Lambda$ и вспомогательного множителя Лагранжа γ по известным значениям $n(t)$ и $\check{\beta}$. Поставленная задача достаточно сложна и ниже рассмотрены лишь некоторые частные случаи в предположениях: а) $\Lambda = 0$; б) $\dot{c}_j = \beta_j v_j$, n, q – линейно независимые при $t > 0$ функции; в) $\lambda_i \neq \lambda_j \neq \check{\lambda}_s$, $i, j = \overline{1, J}, s = \overline{1, S}, S, J > 1$.

Отметим, что, если $n(t)$ берется из решения S -групповых уравнений (2), то $\check{\rho} n + \check{q} - \sum_s \check{v}_s \check{\beta}_s = 0$ и, следовательно, функции $n, \check{q}, \check{v}_s$ линейно зависимы при $t > 0$ (когда $\check{\rho}, \check{q}, \check{v}_s$ – константы). Отсюда и из условия (в) тогда вытекает, что $\rho n + q - \sum_j v_j \beta_j = \sum_j v_j \beta_j - \sum_s \check{v}_s \check{\beta}_s \neq 0$, т.е. что n, q, v_j при $t > 0$ не являются, вообще говоря, линейно-зависимыми функциями. Аналогичное рассуждение показывает, что $\sum_j v_j \beta_j \neq 0$ в случае $\check{\rho} n + \check{q} = 0$, когда $\sum_s \check{v}_s \check{\beta}_s = 0$, т.е. что v_j не являются, вообще говоря, линейно зависимыми и в этом случае.

3. Определение ρ и q

В частном случае, когда $\beta_j, \lambda_j, \Lambda$ предполагаются известными и требуется определить лишь ρ и q , из уравнений (4) вытекает система уравнений

$$\begin{pmatrix} \langle n^2 \rangle & \langle n \rangle \\ \langle n \rangle & \langle 1 \rangle \end{pmatrix} \begin{pmatrix} \rho \\ q \end{pmatrix} = \sum_j \beta_j \begin{pmatrix} \langle v_j n \rangle \\ \langle v_j \rangle \end{pmatrix}, \quad (5)$$

лежащая в основе известного, нашедшего широкое применение в практических приложениях метода [3] одновременного определения реактивности ρ и величины q стороннего источника (с соответствующей аппроксимацией интегралов в выражениях типа (3) и $\langle f \rangle = \int w(t) f(t) dt$ суммами).

Исследование системы (5) показывает, что в рамках сделанных предположений ($n(t) \neq \text{const}$ при $t > 0$) ее решение ρ, q при каждом данном $0 < T < \infty$ существует и единственно (ибо ее определитель $\langle n^2 \rangle \langle 1 \rangle - \langle n \rangle^2$ обращается в нуль в силу неравенства Коши – Шварца [4] лишь при $n(t) = \text{const}$).

Таким образом, решение ρ, q этих уравнений не зависит от $0 < T < \infty$ и совпадает с исходными константами $\tilde{\rho}, \tilde{q}$ в случае использования (точных) расчетных значений $n(t)$, полученных из решения уравнений (2) с коэффициентами $\tilde{\rho}, \tilde{q}, \beta_j, \lambda_j$. Применение же экспериментальных значений приводит, вообще говоря, к некоторым функциям $\rho(T), q(T)$ времени экспозиции T , обладающим предельными значениями $\rho(\infty), q(\infty)$ при $T \rightarrow \infty$ и $\rho < 0$ [9]. Указанные результаты могут рассматриваться в качестве математического обоснования упомянутого метода одновременного измерения ρ, q работы [3].

4. Определение β_j

Удовлетворяющие условию (4е) β_j определяются из уравнений

$$\begin{pmatrix} \langle v_1 v_1 \rangle & \dots & \langle v_1 v_j \rangle & \dots & 1 \\ \dots & \dots & \dots & \dots & \dots \\ \langle v_j v_1 \rangle & \dots & \langle v_j v_j \rangle & \dots & 1 \\ 1 & \dots & 1 & \dots & 0 \end{pmatrix} \begin{pmatrix} \beta_1 \\ \dots \\ \beta_j \\ \gamma \end{pmatrix} = \tilde{\beta} \begin{pmatrix} 0 \\ \dots \\ 0 \\ 1 \end{pmatrix} + \rho \begin{pmatrix} \langle v_1 n \rangle \\ \dots \\ \langle v_j n \rangle \\ 0 \end{pmatrix} + q \begin{pmatrix} \langle v_1 \rangle \\ \dots \\ \langle v_j \rangle \\ 0 \end{pmatrix}, \quad (6)$$

исследование которых показывает, что в рамках сделанных предположений (о линейной независимости функций $v_j = \dot{c}_j / \beta_j$) их решение при каждом $T > 0$ существует, единственно (ибо определитель Грама [4] $\det |(v_i, v_j)|$ отличен от нуля) и выходит на асимптотическое при $T \rightarrow \infty$, $\rho < 0$ значение. Однако положительность β_j при этом, вообще говоря, не гарантируется (для этого, например, в случае $S=1, J=2$ нужно выполнение условий $\lambda_1 < \tilde{\lambda} < \lambda_2$ или $\lambda_1 > \tilde{\lambda} > \lambda_2$ [9]).

Последнее означает, что при выборе числа групп и постоянных распада следует соблюдать определенную осторожность. Вместе с тем расчеты по уравнениям (6), проведенные в рамках задачи конверсии 6-групповых констант $\tilde{\lambda}_s, \tilde{\beta}_s$ Кипина [6, 9] в 8-групповые кон-

станты λ_j, β_j с "универсальными постоянными распада" λ_j работы [6], не приводят к каким-либо неприятностям [10]. Отметим, что если условие (4e) отсутствует, то соответствующие (абсолютные или относительные) значения β_j определяются из уравнений

$$\sum_{j=1}^J \langle v_i v_j \rangle \beta_j = \rho \langle v_i n \rangle + q \langle v_i \rangle, \quad i = \overline{1, J}, \quad (7)$$

со свойствами, аналогичными свойствам уравнений (6) [9]. Однако, в отличие от уравнений (6) использование уравнений (7) позволяет в принципе решать важную задачу определения (при $\rho n + q \neq 0$) абсолютного значения $\beta_{\text{eff}} = \beta$ исследуемого реактора по известным абсолютным значениям ρ и/или q , что открывает некоторые новые возможности в решении этой актуальной задачи.

5. Определение ρ, q, β_j

Опуская рассмотрение различных вариантов задач определения ρ, β_j по заданным $n(t), q, \lambda_j$ или q, β_j по заданным $n(t), \rho, \lambda_j$ и т.д. (см. [9]), перейдем сразу к обсуждению более общей задачи определения ρ, q, β_j по известным $n(t), \lambda_j$. Здесь также имеются два варианта: с условием (4e) и без него. Поскольку последний вариант приводит к однородной системе $J + 2$ уравнений с отличным от нуля (в силу сделанных предположений) определителем, имеющей лишь тривиальное решение, то ограничимся рассмотрением первого варианта, когда уравнения (4) редуцируются к неоднородной системе $J + 3$ уравнений вида

$$\begin{pmatrix} -\langle n^2 \rangle & -\langle n \rangle & \langle v_1 n \rangle & \langle v_2 n \rangle & \dots & \langle v_J n \rangle & 0 \\ -\langle n \rangle & -\langle 1 \rangle & \langle v_1 \rangle & \langle v_2 \rangle & \dots & \langle v_J \rangle & 0 \\ -\langle v_1 n \rangle & -\langle v_1 \rangle & \langle v_1 v_1 \rangle & \langle v_1 v_2 \rangle & \dots & \langle v_1 v_J \rangle & 1 \\ \dots & \dots & \dots & \dots & \dots & \dots & \dots \\ -\langle v_J n \rangle & -\langle v_J \rangle & \langle v_J v_1 \rangle & \langle v_J v_2 \rangle & \dots & \langle v_J v_J \rangle & 1 \\ 0 & 0 & 1 & 1 & \dots & 1 & 0 \end{pmatrix} \begin{pmatrix} \rho \\ q \\ \beta_1 \\ \dots \\ \beta_J \\ \gamma \end{pmatrix} = \tilde{\beta} \begin{pmatrix} 0 \\ 0 \\ 0 \\ \dots \\ 0 \\ 1 \end{pmatrix}. \quad (8)$$

Анализ уравнений (8) показывает, что в рамках сделанных предположений (о линейной независимости функций v_j, n, q) определитель этой системы уравнений отличен от нуля и, следовательно, решение их при каждом $T > 0$ существует и единственно. При $T \rightarrow \infty$, $\rho < 0$ оно имеет предел. Что же касается положительности получаемых на этом пути β_j , то в случае произвольного выбора λ_j она, по-видимому, также не гарантируется.

Вместе с тем приведенные в [9] (и, частично, ниже в табл. 1...4) результаты расчетов (с "универсальными", наперед заданными 8-групповыми λ_j работы [22]) искомым ρ, q и 8-групповых $a_j = \beta_j / \beta$, а также невязки $\sqrt{\Phi}$ для различных $T, \tilde{\rho}$ (и значений $n(t)$), вычисленных по уравнениям (2) для модельной 6-групповой задачи (с константами $\tilde{\lambda}_s, \tilde{a}_s$ из [3] для ^{238}U) о возмущении критического при $t < 0$ реактора путем введения в него в момент времени $t = 0$ ненулевых $\tilde{\rho}$ и \tilde{q}) свидетельствуют о том, что использование уравнений (8) не приводит в этом случае к каким-либо осложнениям (при не слишком больших

$\rho \leq 0,1$, подробности см. в [9]). Более того, полученные в [9] результаты в принципе позволяют рассматривать данный метод в качестве возможного практического метода совместного измерения относительных значений ρ , q и 8-групповых β_j реактора в единицах β .

Таблица 1. Результаты расчетов при $\bar{\rho} = 0,1$, $\bar{q} = 0,5$

T, c	Поток	ρ	Q	a_1	a_4	a_8	$\sqrt{\Phi}$
50	1,570E+1	1,684E-1	3,870E-1	3,327E-1	4,321E-02	7,011E-2	4,126E-4
100	4,810E+1	1,022E-1	4,969E-1	2,215E-2	1,091E-01	8,303E-2	9,651E-4
200	3,414E+2	9,994E-2	5,003E-1	8,501E-3	1,192E-01	8,655E-2	1,186E-3
400	1,472E+4	1,000E-1	5,002E-1	9,455E-3	1,161E-01	8,656E-2	2,224E-3

Таблица 2. Результаты расчетов при $\bar{\rho} = -0,1$, $\bar{q} = 0,5$

T, c	Поток	ρ	Q	a_1	a_4	a_8	$\sqrt{\Phi}$
50	3,233E+0	1,722E-2	3,876E-1	3,309E-1	4,351E-02	7,024E-2	2,191E-4
100	3,918E+0	-9,738E-2	4,967E-1	2,288E-2	1,082E-01	8,245E-2	4,809E-4
200	4,576E+0	-1,002E-1	5,004E-1	8,629E-3	1,185E-01	8,570E-2	5,904E-4
400	4,930E+0	-1,001E-1	5,003E-1	9,485E-3	1,155E-01	8,411E-2	7,019E-4

Таблица 3. Результаты расчетов при $\bar{\rho} = -1$, $\bar{q} = 0,5$

T, c	Поток	ρ	Q	a_1	a_4	a_8	$\sqrt{\Phi}$
50	5,208E-1	-8,528E-1	3,893E-1	3,264E-1	4,432E-02	7,058E-2	1,416E-4
100	5,063E-1	-9,954E-1	4,963E-1	2,501E-2	1,057E-01	8,112E-2	2,621E-4
200	5,009E-1	-1,001E+0	5,004E-1	9,089E-3	1,162E-01	8,367E-2	3,160E-4
400	5,000E-1	-1,001E+0	5,004E-1	9,497E-3	1,152E-01	8,329E-2	3,253E-4

Таблица 4. Результаты расчетов при $\bar{\rho} = -10$, $\bar{q} = 0,5$

T, c	Поток	ρ	Q	a_1	a_4	a_8	$\sqrt{\Phi}$
50	5,334E-2	-9,210E+0	3,911E-1	3,212E-1	4,544E-02	7,101E-2	4,604E-4
100	5,089E-2	-9,977E+0	4,960E-1	2,638E-2	1,041E-01	8,039E-2	7,407E-4
200	5,011E-2	-1,001E+1	5,005E-1	9,396E-3	1,147E-01	8,249E-2	8,775E-4
400	5,001E-2	-1,001E+1	5,005E-1	9,566E-3	1,143E-01	8,236E-2	8,865E-4

Заключение

В работе разработаны и исследованы методы идентификации реактивности ρ и других коэффициентов точечной модели кинетики, наилучших для данного реактора в смысле метода наименьших квадратов. Эти методы позволяют в принципе проводить измерения реактивности без использования какой бы то ни было информации о величине стороннего источника нейтронов q и о спектрах и выходах запаздывающих нейтронов в реакторе, что представляется весьма ценным в условиях отсутствия или низкого качества такой информации.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шихов С.Б. Вопросы математической теории реакторов. – М.: Атомиздат, 1973.
2. Белл Д., Глестон С. Теория ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1974.

3. *Мозильнер А.И., Фокин Г.Н., Чайка Ю.Б., Кузнецов Ф.М.* Применение малых ЭВМ для измерения реактивности // Атомная энергия, 1974, т. 6, вып. 5. – С. 358 – 363.
4. *Корн Г., Корн Т.* Справочник по математике. – М.: Наука, 1978.
5. *Казанский Ю.А., Матвиенко И.П., Тютюников Т.Т., Шокодько А.Г.* К учету пространственных эффектов при измерении реактивности методом обращенного решения уравнения кинетики // Атомная энергия, 1981, т. 51, вып. 6. – С. 387 – 389.
6. *Spriggs G.D., Campbell I.M., Pikaikin V.M.* An 8-Group Neutron Model Based on a Consistent Set of Half-Lives. Report LA-UR-98-1619, LANL, Distributed to the OECD/NEA's Working Party in Delayed Neutrons (WPEC/SG6), 1999.
7. *Абрамов Б.Д.* Некоторые обобщения уравнений кинетики реактора. Препринт ФЭИ-2875, Обнинск, 2001.
8. *Юферов А.Г.* К задаче идентификации интегральных уравнений кинетики // Изв. вузов, Ядерная энергетика, 2005, № 4. – С. 25 – 33.
9. *Абрамов Б.Д., Матвеев Ю.В.* К проблеме идентификации коэффициентов уравнений нейтронной кинетики реактора. Препринт ФЭИ-3088, Обнинск, 2006.
10. *Абрамов Б.Д., Матвеев Ю.В.* Развитие 8-групповой модели запаздывающих нейтронов с универсальными постоянными распада предшественников // ВАНТ. Сер. Ядерные константы, 2007, в печати.

Статья поступила в редакцию 30 ноября 2006 г.
 Вопросы атомной науки и техники.
 Сер. Физика ядерных реакторов, 2007, вып. 1, с. 29 – 35.

УДК 621.039.51

Расчеты ввода большой реактивности в реактор ВВЭР-1000

О.Ю. Кавун, А.И. Попыкин, Р.А. Шевченко,
 ФГУ “НТЦ ЯРБ”, 107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, к. 5

Рассчитывается эффективность аварийной защиты реактора ВВЭР-1000. Модель реактора основана на известной программе РАДУГА. Реактивность рассчитывается в стационарном и нестационарном реакторах. Результаты заметно различаются. Этот факт обсуждается в статье.

Calculation of big reactivity inserting in VVER-1000. O.Yu. Kavun, A.I. Popykin, R.A. Shevchenko. The effectiveness of SCRAM of VVER-1000 is calculated. The model of reactor is based on well-known RADUGA code. Reactivity is calculated in stationary and nonstationary reactor. The results differs remarkable. This fact is discussed in the paper.

1. Постановка задачи

Определением реактивности, если не оговорено другое, является $\rho = (k_{эф} - 1)/k_{эф}$, где $k_{эф}$ – эффективный коэффициент размножения. Такое определение наиболее употребительно и используется в нормативных документах. При определенных предположениях имеется простая и физически понятная связь между реактивностью и нестационарным поведением потока нейтронов $\varphi = \varphi_0 e^{\rho t / t_a}$, где t – время, t_a – среднее время жизни нейтрона в системе, φ_0 не зависит от времени.

Определение значительной по величине реактивности, например, при измерении веса аварийной защиты обладает некоторыми особенностями. Они обусловлены тем, что вводи-

мая реактивность не является малым возмущением системы. Как правило, вес аварийной защиты в реакторе ВВЭР составляет порядка 5...10 % $\Delta k/k$. С другой стороны, последовательное введение точечной модели кинетики реактора, ее параметров и самого понятия реактивности традиционно основывается на теории возмущений первого порядка [1].

Эффективность аварийной защиты (отдельных стержней СУЗ и их групп), используя программное средство (ПС) стационарного расчета, можно определить, рассмотрев два состояния – критическое (на номинальной, МКУ мощности и т.д.) и состояние со стержнями СУЗ на нижнем концевике (НК). Разность между 1 и $k_{эф}$ в состоянии со сброшенными стержнями даст искомую величину в $\Delta k/k$ или подкритичность – это сложившаяся процедура определения эффективности группы стержней СУЗ.

По мере развития ПС стало возможным моделирование сброса аварийной защиты. Это делается с помощью программ полномасштабного совместного нестационарного нелинейного нейтронно-теплогидравлического расчета реакторной установки (РУ). В процессе расчета появляется большой массив информации, касающийся активной зоны: нестационарное распределение групповых потоков нейтронов, по которым можно сформировать источник для расчета сигнала на ионизационную камеру (ИК) или другой детектор; возможность расчета функционалов, например, балансного эффективного коэффициента размножения, зависящего от времени, и т.д. Результат расчета эффективности аварийной защиты в этом случае может быть другим, нежели рассчитанным по ПС стационарного расчета.

Следующее, третье значение реактивности – результат расчетной обработки ее измерений. ИК в реакторе ВВЭР, с помощью которых осуществляются измерения, находятся за пределами корпуса реактора. Сигнал на них формируется источником в активной зоне пропорционально потоку быстрых нейтронов с распределением по энергии, близким к спектру деления и/или в случае заглушения реактора спектру запаздывающих нейтронов. Наибольшей вероятностью поглотиться в ИК обладают быстрые нейтроны последнего ряда кассет, находящихся напротив камер. Обработка сигнала осуществляется исходя из представления реактивности в рамках модели точечной кинетики.

Наличие определения реактивности и модели расчета, по которой можно получить результат в перечисленных выше трех постановках, дает обоснованное путем измерений значение эффективности аварийной защиты. Здесь следует отметить, что задача определения полностью расчетным путем показаний ИК в настоящее время не решена, хотя ее решение возможно, например, с помощью прецизионных программ расчета переноса частиц. Поэтому актуальны создание и верификация разумных приближенных моделей, которые и создаются. В данной работе рассматриваются только соотношения эффективности групп стержней, полученные в стационарной и нестационарной задачах.

2. Определение реактивности, уравнения точечной кинетики, формула ОРУК

Постановка нестационарной задачи относительно плотности нейтронов с незначительными определениями функциональных пространств, операторов, ограничениями на коэффициенты и т.д. содержится в [2, 3]. В некоторых местах мы опускаем аргументы, если это не является важным для понимания. Мы не определяем также средние (эффективные) величины, которые не отличаются от определенных в [2, 3]. Нестационарная система уравнений переноса нейтронов записывается следующим образом:

$$\frac{\partial n}{\partial t} = (-L + K_{i,s} + (1-\beta)f_p K_f)n + \sum_{i=1}^{i=N} \lambda_i f_i c_i, \dots; \quad (1)$$

$$\partial c_i / \partial t = -\lambda_i c_i + \beta_i K_f n, \dots; i = 1 \dots N. \quad (2)$$

Операторы деления (источника нейтронов), переноса и рассеяния определяются по следующим равенствам:

$$K_f n = \int dE \int v \Sigma_f(\mathbf{r}, E) n(\mathbf{r}, E, \Omega, t) d\Omega; \quad (3)$$

$$L n = \sqrt{E} \cdot \Omega \nabla n(\mathbf{r}, E, \Omega, t) + \sqrt{E} \cdot \Sigma_t(\mathbf{r}, E) n(\mathbf{r}, E, \Omega, t); \quad (4)$$

$$K_s n = \int dE \int \Sigma_s(\mathbf{r}, E', \Omega', E, \Omega) n(\mathbf{r}, E', \Omega', t) d\Omega. \quad (5)$$

Для системы уравнений (1), (2) необходимо поставить начальные и граничные условия. Функции, подлежащие определению: $n(\mathbf{r}, E, \Omega, t)$ – плотность нейтронов, $c_i(\mathbf{r}, t)$ – концентрация предшественников запаздывающих нейтронов i -й группы.

Параметры: Σ_t – полное сечение; Σ_s – сечение упругого и неупругого рассеяния; $v \Sigma_f$ – источник нейтронов, возникающих в результате деления; v – количество вторичных нейтронов; β , $\beta_{эф}$, β_i , $\beta_{i,эф}$ – соответственно доля, эффективная доля, доля i -й группы запаздывающих нейтронов, эффективная доля i -й группы запаздывающих нейтронов; f_p , f_i – соответственно спектр мгновенных нейтронов и спектры i -й группы запаздывающих нейтронов; λ_i – постоянная распада i -й группы запаздывающих нейтронов.

Переменные: \mathbf{r} – пространственная переменная (может быть вектор с координатами x , y , z и т.д.); Ω – телесный угол; E – энергия.

Сопряженная стационарная задача записывается в виде

$$(-L^+ + K_{i,s}^+) n^+ + f_p K_f^+ n^+ / k_{эф} = 0, \quad (6)$$

где L^+ , $K_{i,s}^+$, K_f^+ – соответствующие сопряженные операторы. Умножив скалярно уравнение (1) на n^+ , а уравнение (6) на n , вычитая друг из друга соответствующие функционалы и используя свойства сопряженности операторов, получим

$$\frac{d}{dt} (n^+, n(t)) = \frac{k_{эф} - 1}{k_{эф}} (n, K_f^+ n^+) + \left(n^+, \sum_i \lambda_i f_i \beta_i c_i(t) \right) + (n^+, q) - \left(n^+, \sum_i f_i \beta_i K_f n \right). \quad (7)$$

В соотношении (7) у плотности нейтронов опущены все переменные, кроме временной переменной. Предполагая, что

$$n(t, \mathbf{r}, E, \Omega) = N(t) \psi(\mathbf{r}, E, \Omega), \quad (8)$$

получим уравнения точечного приближения

$$\frac{dN}{dt} = \frac{\rho - \beta_{эф}}{\Lambda} N + \sum_i \lambda_i C_i + Q; \quad (9)$$

$$dC_i / dt = -\lambda_i C_i + \beta_{эф,i} N / \Lambda. \quad (10)$$

В уравнениях (9), (10) $N(t)$, $C(t)$ и $Q(t)$ – соответственно интегральная плотность нейтронов, предшественники запаздывающих нейтронов и источник нейтронов; Λ – время генерации нейтронов [3]. Формулу

$$\frac{\rho(t)}{\beta_{эф}} = 1 - \frac{\left(n^+, \sum_i \lambda_i f_i \beta_i \int_{-\infty}^t dt' \exp[-\lambda_i(t-t')] K_f n \right) + (n^+, q)}{\left(n^+, \sum_i f_i \beta_i K_f n \right)} + \frac{\alpha(t) \Lambda(t)}{\beta_{эф}}, \quad (11)$$

где

$$\alpha(t) = (n^+, \partial n / \partial t) / (n^+, n), \quad (12)$$

по аналогии с ее более простыми аналогами будем называть формулой обратного решения уравнений кинетики (ОРУК).

Введем оператор

$$M = L - K \quad (13)$$

и сформулируем условия применимости точечной модели Усачева, как он ее выводил [1]:

1. Линейность задачи (1), (2), независимость от времени коэффициентов, (асимптотическое) представление (8).

2. Сопряженность операторов M и M^+ в задачах (1), (2) и (6).

При этом получают точечное приближение и формула ОРУК в привычном виде.

При зависимости коэффициентов задачи (1), (2) и (6) от времени:

1. Линейность задачи (1), (2).

2. Сопряженность операторов M в задачах (1), (2) и (6) при параметрической зависимости левой части (6) от времени.

При этом получается формула ОРУК в виде (11), а точечное приближение в привычном виде не получится из-за непрерывности дифференцирования по времени в (12).

Пусть $\chi(r, E, \Omega, t)$ – единичная функция в фазовом объеме. Введем среднюю плотность нейтронов $N(t) = (\chi, n)$, тогда из (1) следует:

$$\frac{dN}{dt} = -(\chi, L_1 n) + (1 - \beta_{эф})(\chi, K_f n) + \sum_{i=1}^{i=N} \lambda_i C_i + Q, \quad (14)$$

где

$$L_1 n = \sqrt{E} \cdot \Omega \nabla n(r, E, \Omega, t) + \sqrt{E} \cdot \Sigma_a(r, E) n(r, E, \Omega, t). \quad (15)$$

При получении (14) использовано соотношение баланса для сечения рассеяния

$$-(\chi, \sqrt{E} \cdot \Sigma_s n) + (\chi, K_{t,s} n) = -(\chi, \sqrt{E} \cdot \Sigma_a n). \quad (16)$$

Поделим правую и левую части (14) на величину $(\chi, K_f n)$, найдя

$$\frac{1}{(\chi, K_f n)} \frac{dN}{dt} = -\frac{(\chi, L_1 n)}{(\chi, K_f n)} + (1 - \beta_{эф}) + \frac{1}{(\chi, K_f n)} \sum_{i=1}^{i=N} \lambda_i C_i, \quad (17)$$

и введем следующие обозначения:

$$k_{эф}(t) = (\chi, K_f n) / (\chi, L_1 n), \quad (18)$$

$$N(t) / (\chi, K_f n) = \Lambda(t). \quad (19)$$

Тогда получим выражение для реактивности

$$\frac{\rho(t)}{\beta_{эф}} = 1 + \frac{1}{\beta_{эф}} \frac{dN}{dt} \frac{\Lambda}{N} - \frac{1}{\beta_{эф}} \frac{\Lambda}{N} \sum \lambda_i C_i. \quad (20)$$

Ограничений по применимости формулы (20) для определения реактивности нет. Она справедлива даже для нелинейной задачи. Формула (20) должна быть дополнена решением уравнений (10) и преобразованием ее к виду (11). Значения усредненных параметров будут отличаться от применяемых в (9)...(11) тем, что в качестве усредняющей функции вместо ценности будет использоваться единица.

Рассмотрим задачу (1), (2) в диффузионном двухгрупповом приближении в следующей постановке. Левые части выражений (1), (2) являются матрицами размерности 2×2 , Φ – вектором-столбцом с компонентами Φ_1 и Φ_2 . Таким способом вводится реактивность в программном комплексе (ПК) РАДУГА [4].

Матричные элементы операторов деления (источника нейтронов), переноса и рассеяния определяются следующими равенствами:

$$K_f \varphi = \chi_i \sum_{j=1}^2 v \Sigma_{fj} \varphi_j(\mathbf{r}, t), \chi_1 = 1, \chi_2 = 0; \quad (21)$$

$$L\varphi = \text{diag}[\text{div}D_i(\text{grad}) - \Sigma_{ai}(\mathbf{r}, t)]\varphi(\mathbf{r}, t), i = 1, 2, \quad (22)$$

символ diag обозначает диагональную матрицу;

$$K_{i,s} \varphi = \sum_{j=1}^2 s_{ij} \varphi_j(\mathbf{r}, t), i, j = 1, 2; s_{11} = \Sigma_{1,d}; s_{1,2} = \Sigma_{1,2}; s_{21} = s_{22} = 0. \quad (23)$$

Функции, подлежащие определению: $\varphi(\mathbf{r}, t)$ – поток нейтронов, $C_i(\mathbf{r}, t)$ – концентрация предшественников запаздывающих нейтронов i -й группы. Параметры: $\Sigma_{1,d}$ – сечение увода из первой группы; $\Sigma_{1,2}$ – сечение рассеяния из первой группы во вторую; $v\Sigma_{fj}$, $i = 1, 2$ – групповые источники нейтронов. Остальные параметры определены выше.

Переменные: \mathbf{r} – пространственная переменная (может быть вектор с координатами x, y, z и т.д.). Так же, как и в случае, когда рассматривалось уравнение переноса, умножим обе части уравнений скалярно на $\chi(\mathbf{r})$ – единичную функцию-строку $\chi_i(\mathbf{r})$, $i = 1, 2$, в рассматриваемом объеме. При этом в правой части уравнения все будет аналогично рассмотрению задачи для уравнения переноса. После введения переменной

$$1/w = G/v_1 + 1/v_2, \quad (24)$$

где

$$G = \varphi_1/\varphi_2, \quad (25)$$

и проведения элементарных преобразований в левой части получим аналог формулы (14) (в правой части все совпадает с упомянутым равенством):

$$\frac{\bar{1}}{w} \frac{d\Phi}{dt} + \left(\frac{d}{dt} \left(\frac{\bar{1}}{w} \right) - \frac{\bar{\partial}}{\partial t} \left(\frac{1}{w} \right) \right) \Phi(t) = -(\chi, L_1 \varphi) + (1 - \beta_{\text{эф}})(\chi, K_f \varphi) + \sum_{i=1}^N \lambda_i C_i, \quad (26)$$

где надчерк обозначает усреднение по пространству, $\Phi(t)$ – средний по пространству поток нейтронов. Иногда параметр G называют жесткостью спектра.

Наконец, пренебрегая выражением в круглых скобках в левой части уравнения (26) (оно равно 0 в случае разделения переменных) и вводя параметр времени жизни нейтрона

$$t_a = \frac{\bar{1} k_{\text{эф}}(t)}{w(\chi, K_f \varphi)}, \quad (27)$$

получим формулу

$$\frac{\rho(t)}{\beta_{\text{эф}}} = 1 + \frac{t_a}{\beta_{\text{эф}}} \frac{d\Phi}{dt} \frac{1}{\Phi} - \frac{t_a}{\beta_{\text{эф}}} \frac{1}{\Phi} \sum \lambda_i C_i. \quad (28)$$

Из (26) следует формула для $k_{\text{эф}}(t)$

$$k_{\text{эф}}(t) = \frac{(\chi, K_f \varphi)}{(\chi, K_f \varphi)(1 - \beta) + \sum_{i=1}^N \lambda_i C_i - \frac{\bar{1}}{w} \frac{d\Phi}{dt}}. \quad (29)$$

Введем величину

$$\rho^p(t) = k_{\text{эф}}(t) - 1. \quad (30)$$

Определение (29) введено в ПК РАДУГА [4] для нахождения реактивности по формуле (30). Все параметры, входящие в эту формулу, вычисляются в программе на каждом шаге по времени в процессе решения совместной полномасштабной нейтронно-теплогидравлической задачи. Отметим, что при анализе задачи (1), (2) в кинетической постановке для потока нейтронов формулы останутся теми же, что и в диффузионной, за исключением того, что в правой части выражения (26) в круглых скобках останется только первый член.

3. Расчеты аварийной защиты для реактора ВВЭР-1000

Рассмотрим результаты расчетов эффективностей отдельных групп аварийной защиты по ПК РАДУГА [4] для 3-го энергоблока Калининской АЭС. В приводимых ниже таблицах приводятся веса аварийной защиты в процентах $\Delta k/k$, причем $k = 1$, поскольку предполагаем, что сброс всегда проводится из критического состояния. В таблицах приняты следующие обозначения: N – мощность реактора в процентах от номинальной; $H, I \%$, $I = 1 \dots 10$ – положения групп ОР СУЗ, 100 % – группа на ВК, 0 % – группа на НК. Стационар означает решение стационарной задачи на собственное значение, динамика – прямое нестационарное моделирование сброса ОР СУЗ. Эффективный коэффициент размножения в этом случае является асимптотическим значением $k_{эф}(t)$.

В табл. 1 приведены значения эффективностей аварийной защиты: измеренные и обработанные согласно действующему руководящему документу эксплуатирующей организации [5] и рассчитанные по программам БИПР-7А [6] и NOSTRA [7]. В программе БИПР-7А рассчитывается эффективный коэффициент размножения стационарной задачи. В программе NOSTRA проводится моделирование сброса аварийной защиты, кроме того в ней моделируется определенным образом и процесс измерения реактивности. В табл. 2 приводятся результаты расчетов эффективности аварийной защиты по программе РАДУГА.

Таблица 1. Эффективность аварийной защиты на МКУ 3-го энергоблока Калининской АЭС

Параметр, %	Значение		
	Эксперимент	Расчет по программе БИПР-7А	Расчет по программе NOSTRA
N	0,24	0,0	
$H1 \dots H9$	100	100	
$H10$	90	90	
$\beta_{эф}$	0,74	0,74	
Δk	$6,44 \pm 0,32$	7,25	6,44

Таблица 2. Эффективность аварийной защиты 3-го энергоблока Калининской АЭС на МКУ, рассчитанная по программе РАДУГА

Параметр, %	Значение	
	Стационар	Динамика
N	0,3	0,3
$H1 \dots H9$	100	100
$H10$	80	80
$\beta_{эф}$	0,74	0,74
Δk	7,27	7,99

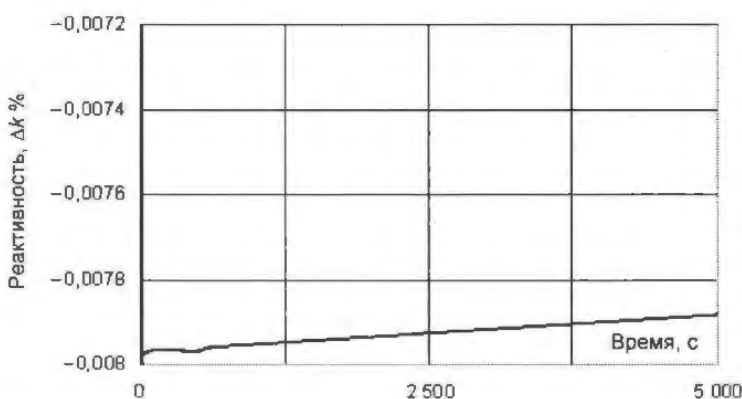


Рис. 1. Реактивность в зависимости от времени (сброс АЗ)

Чтобы понять причину различия эффективности аварийной защиты, рассчитанной из решения условно-критической задачи и полученной прямым моделированием, приведем изменение реактивности в процессе сброса аварийной защиты. Далее реактивность определяется по формуле (30). На рис. 1 расчет проведен до момента времени 5 000 с.

При этом видно, что реактивность после достижения ОР СУЗ крайнего

нижнего положения слабо растет, но не достигает значения, получаемого из условно-критической задачи. Это связано со значительной величиной вводимой реактивности. Чтобы проиллюстрировать это, на рис. 2 приводится ввод сравнительно небольшой реактивности, а именно, моделируется ввод одной группы ОР СУЗ с максимальной эффективностью, эффективность которой, полученная из решения условно-критической задачи, составляет $0,00922 \Delta k/k$. Из рис. 2 видно, что это значение достигается через 5 000 с.

Возвращаясь к определению эффективности аварийной защиты, отметим, что на рассмотренном на рис. 1 интервале времени на эффективность аварийной защиты будет влиять источник нейтронов спонтанного деления на U-238. Мы рассматриваем физический пуск реактора, поэтому другие источники спонтанного деления отсутствуют. На рис. 3 приводится изменение реактивности с учетом упомянутого внешнего источника.

Получается несколько отличающееся от предыдущего значение. Различие, как и в случае различий эффективности аварийной защиты, полученных из решения условно-критической задачи и прямым моделированием, связано с различием распределения потоков нейтронов. В случае равномерного, более ровного распределения при учете источника спонтанного деления эффективность аварийной защиты растет. Отметим, что несмотря на то, что источник нейтронов определен достаточно корректно по методике [8], результат носит иллюстративный характер. В источнике не учтен вклад реакции (γ, n) , который, как и вклад запаздывающих нейтронов в подкритическом состоянии, определяется запаздывающими γ -квантами деления в критическом состоянии. Таким образом, при определении больших отрицательных реактивностей имеет значение не только интерпретация измерений, состоящая в том, что ИК более эффективно регистрируют нейтроны с периферии активной зоны, но и тот факт, что сама измеряемая величина может не совпадать на определенном отрезке времени с величиной реактивности, определяемой из условно-критической задачи.

В табл. 3 приводится эффективность аварийной защиты для номинальной мощности реактора по программе РАДУГА в начале 1-й кампании того же 3-го блока Калининской АЭС. Различие между эффективностями, полученными из стационарного и динамического расчетов, несколько меньше, однако оно имеется и не достигается на асимптотике.

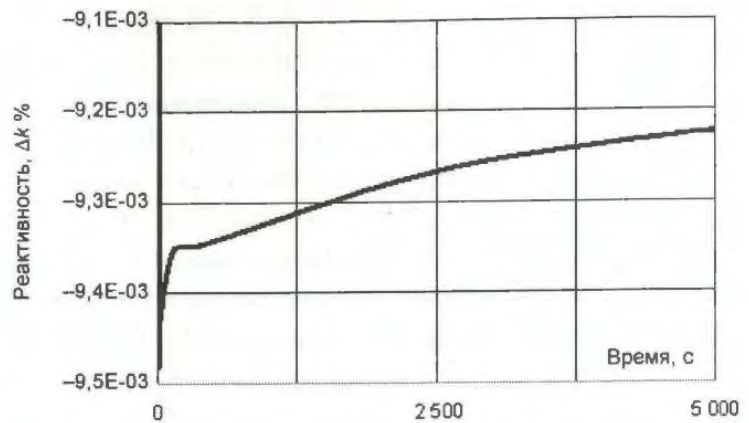


Рис. 2. Реактивность в зависимости от времени (сброс одной группы)

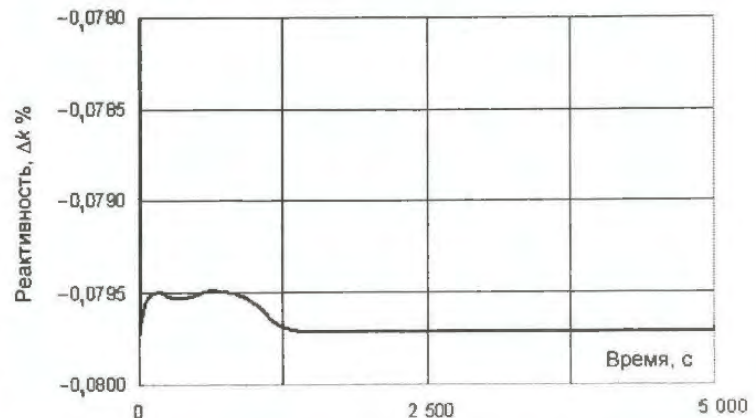


Рис. 3. Реактивность в зависимости от времени

Таблица 3. Эффективность аварийной защиты 3-го энергоблока Калининской АЭС на номинальной мощности в начале 1-й кампании

Параметр, %	Значение	
	Стационар	Динамика
N	100	100
$H1...H9$	100	100
$H10$	50	50
$\beta_{эф}$	0,74	0,74
Δk	8,4	8,08

4. Заключение

Предложенная модель РУ, основанная на ПК РАДУГА, – одна из моделей расчета ВВЭР, используемых в настоящее время. В нашем случае численные результаты не так важны. Нами показано, что еще до интерпретации результатов измерений определение реактивности из решения условно-критической задачи и моделирование ее ввода по динамическому ПС могут отличаться. Соответствующее различие может войти как систематическая ошибка при сравнении измерений и определении реактивности из условно-критической задачи. Отсюда видно, что особое внимание должно быть уделено решению задачи о переносе нейтронов в подкритическом состоянии и корректном определении источника нейтронов. Для этого представляются полезными следующие рекомендации.

- В документах ПС, в которых рассчитывается реактивность, она должна быть определена с достаточной полнотой (формулами) и должны быть подробно описаны методы ее расчета.
- В качестве ПС сопровождения измерений реактивности, по результатам расчета которых могут быть внесены поправки в результаты измерений для сравнения их с расчетами, предусмотренными регламентом эксплуатации и другими документами, предпочтительными являются ПС полномасштабного нестационарного нейтронно-теплогидравлического совместного расчета, в которых существуют методы расчета реактивности (см. п. 1).
- Целесообразно “замыкание” определения реактивности расчетными методами, для чего необходимо развитие прецизионных методов расчета отклика везонных детекторов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Усачев Л.Н.* Уравнения для ценности нейтронов, кинетики реакторов и теория возмущений. Материалы межд. конф. по мирному использованию атомной энергии. т. 5, Женева, 1955 г. – М.: Изд-во АН СССР, 1958. – С. 598 – 606.
2. *Шихов С.Б., Троянский В.Б.* Теория ядерных реакторов. Т. 2. Газокинетическая теория. – М.: Энергоатомиздат, 1983.
3. *Казанский Ю.А., Матусевич Е.С.* Экспериментальные методы физики реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1984.
4. *Кавун О.Ю., Таринов Г.С.* Программный комплекс “РАДУГА” с трехмерной двухгрупповой моделью активной зоны, моделирующий динамические процессы в РУ ВВЭР, и результаты верификации нейтронно-физического модуля / Сб. трудов семинара “Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов” (Нейтроника-95). 24 – 26 октября 1995 г. – Обнинск, 1997.
5. *Установка реакторная В-320.* Экспериментальное определение нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора ВВЭР-1000 в процессе эксплуатации. Программы и методики. Руководящий документ концерна “Росэнергоатом” РД-ЭО-01-50-99 (2005).
6. *Novikov A.N.* Code package for WWER cores analysis and some aspects of fuel cycles improving // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, вып. 1, 1991. – С. 3 – 9.
7. *Nikitin K.L., Pinegin A.A., Shumsky B.E.* Verification of the three-dimensional dynamic code NOSTRA. Problems of nuclear power installation safety. Theses of papers presented to the IX Seminar on reactor physics problems. – М.: МИФИ, 1995. – С. 136 – 154.
8. *Дружицкий В.Е., Немиров А.С., Попыкин А.И., Кватор В.М., Татауров А.Л.* Оценка влияния точности расчета источника нейтронов на расчет подкритичности. Доклад на Межд. научно-техн. конф. “Канальные реакторы: проблемы и решения”, 19 – 20 октября 2004 г., ФГУП НИКИЭТ.

Статья поступила в редакцию 10 ноября 2006 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2007, вып. 1, с. 35 – 42.

Передаточные функции и коэффициенты чувствительности реактиметра

А.Г. Юферов,

ФГУП "ГНЦ РФ-ФЭИ", 249020, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1

Описан расчет параметров дробно-рациональных и каскадных передаточных функций (ПФ) реактиметра и их коэффициентов чувствительности к константам запаздывающих нейтронов.

Transfer functions and factors of sensitivity of the reactivimeter. A.G. Yuferov. The calculation of parameters of fractionally rational and cascade transfer functions of the reactivimeter and their factors of sensitivity to constants of delayed neutrons is described.

Существует определенный разрыв между растущим массивом ядерно-физических данных по запаздывающим нейтронам [1...3] и практикой разработки систем управления ЯЭУ [4...8], использующей, как правило, классические константы Кипина, закладываемые в конструкцию реактиметров без последующей подстройки в условиях эксплуатации конкретного реактора. Содействовать сокращению указанного разрыва могут, в частности, следующие мероприятия:

- преобразование моделей кинетики ядерного реактора к формам, упрощающим анализ чувствительности к константам запаздывающих нейтронов;
- применение моделей кинетики, допускающих идентификацию в режимах, близких к эксплуатационным.

Анализ чувствительности позволит оценить вклад и влияние новых данных по запаздывающим нейтронам и уровень их необходимой точности, а идентификация в эксплуатационных режимах даст возможность адаптировать САУ (реактиметры) к реальной динамике реактора и сопоставлять ядерно-физические данные по запаздывающим нейтронам с результатами эксплуатационных экспериментов. Анализ чувствительности становится в значительной степени тривиальным, если удастся найти аналитические зависимости динамических характеристик (коэффициентов ПФ реактиметра) от физических параметров модели. С этой целью запишем интегральное уравнение кинетики в следующем виде [9, 10]:

$$v(t) = -\int_0^t v(t-\tau)h(\tau)d\tau + r(t)n(t) + Q(t). \quad (1)$$

Уравнению (1) соответствует уравнение реактиметра в форме

$$r(t) = \alpha(t) + \left[\int_0^t v(t-\tau)h(\tau)d\tau - Q(t) \right] / n(t). \quad (2)$$

Здесь $v(t) = dn/dt$ – скорость изменения мощности реактора; $\alpha(t)$ – обратный период реактора; $r(t)$ – реактивность в Λ -шкале, определяемая как $r = \rho/\Lambda = 1/\Lambda - 1/l$; Λ – время генерации; l – время жизни мгновенных нейтронов.

Уравнения (1) и (2) полностью эквивалентны традиционным моделям кинетики ядерного реактора, однако обладают рядом полезных особенностей, в частности:

1) уменьшено количество параметров модели. Модель полностью определяется переменным параметром $r(t)$ – реактивностью и интегральным ядром $h(\tau)$ – переходной характеристикой запаздывающих нейтронов (ПХЗН), описывающей процессы на запаздывающих нейтронах после ступенчатого скачка мощности. При традиционном групповом описании запаздывающих нейтронов ПХЗН представляется суммой экспонент

$$h(\tau) = \sum_{j=1}^J \delta_j e^{-\lambda_j \tau}, \quad \delta_j = \beta_j / \Lambda. \quad (3)$$

Однако вместо экспоненциального представления применима любая подходящая аппроксимация, в том числе удобное при численных расчетах табличное задание, учитывающее конечную память ПХЗН или воспроизводящее экспериментальную кривую $h(\tau)$, идентифицируемую непосредственно в эксплуатационных условиях конкретного реактора [10];

2) реактивность и обратный период имеют в данной модели одинаковую размерность, что упрощает анализ зависимостей “период-реактивность”;

3) стационарные начальные условия не содержат параметров запаздывающих нейтронов. Применительно к уравнению (1) эти условия конкретизируются следующим образом: если до момента $t_0 = 0$ реактор находился на постоянном уровне мощности, то $r(t) = 0$, $Q(t) = 0$, $v(t) = 0$ при $t < t_0$, $v(t_0) = r(t_0)n(t_0) + Q(t_0)$ при $t \rightarrow + t_0$.

Последнее соотношение указывает на линейную зависимость замеров $v(t)$ и $n(t)$ в окрестности точки t_0 , позволяющую оценить реактивность и интенсивность источника методом наименьших квадратов.

1. Формы передаточных функций реактиметра

Для анализа различных аспектов численной и аппаратурной реализации реактиметра целесообразно рассматривать уравнения (1), (2) как модель линейной системы с входным воздействием $v(t)$ и откликом $g(t) = r(t)n(t) + Q(t)$, т.е. как уравнение свертки

$$v(t) + \int_0^t v(t-\tau)h(\tau)d\tau = g(t). \quad (4)$$

В результате реактиметр приводится к структуре линейного фильтра. Такое представление позволяет применить общие методы анализа и сопоставления аналоговых и цифровых фильтров для оценки точности и эффективности различных схем реактиметра. В частности, непосредственно из вида уравнения (4) следует, что:

- относительная погрешность оценки реактивности равна сумме относительных погрешностей оценки мощности и отклика фильтра $g(t) - Q(t)$ (где, как правило, $Q = 0$);
- при известных статистических свойствах входного сигнала $v(t)$ погрешность отклика полностью определяется ПФ фильтра, т.е. параметрами ПХЗН;
- идентификация ПХЗН может быть выполнена на основе известных линейных схем авторегрессии, поскольку уравнение (4) имеет структуру интегрального уравнения Вольтерра второго рода.

Согласно теоретическому определению ПХЗН (3) ПФ реактиметра может быть записана в следующих формах, которые определяют возможные алгоритмические и схемные решения реактиметра, различающиеся количеством необходимых элементов и/или операций, точностными характеристиками, качеством подавления шумов, возможностями идентификации и т.д.:

$$W(s) = 1 + \frac{1}{\Lambda} \sum_{j=1}^J \frac{\beta_j}{s + \lambda_j}; \quad (5)$$

$$W(s) = 1 + \frac{1}{\Lambda} \left(\sum_{j=0}^{J-1} a_j s^j \right) / \left(\sum_{j=0}^J b_j s^j \right), \quad b_j \equiv 1; \quad (6)$$

$$W(s) = 1 + \frac{1}{\Lambda} \left(\prod_{j=1}^{J-1} (s - \zeta_j) \right) / \left(\prod_{j=1}^J (s + \lambda_j) \right); \quad (7)$$

$$W(s) = \left(\sum_{j=0}^{J-1} c_j s^j \right) / \left(\sum_{j=0}^J b_j s^j \right), \quad c_j \equiv b_j + a_j / \Lambda. \quad (8)$$

Второе слагаемое в формулах (5)...(7) является ПФ интеграла запаздывающих нейтронов (ИЗН) $I_{\text{ЗН}}(t) = \int_0^t h(t-\tau)v(\tau)d\tau$, различные варианты дискретизации которого определяют специфику цифрового реактиметра. Первым слагаемым, т.е. единицей, во многих случаях можно пренебречь, что соответствует кусочно-постоянной аппроксимации мощности. Допустимость такого приближения следует, в частности, из сопоставления слагаемых в коэффициентах $c_j \equiv b_j + a_j/\Lambda$ числителя ПФ (8).

Параллельная форма ПФ (5) следует из традиционных уравнений кинетики и содержит в качестве параметров обычные константы запаздывающих нейтронов. Однако адаптация реактиметра на основе оценки коэффициентов ПФ (5) в реальном времени представляется затруднительной, поскольку требует решения нелинейной задачи идентификации. Поэтому ПФ (5) следует рассматривать как соотношение для начальной оценки коэффициентов других форм ПФ, которые затем уточняются в процессе идентификации.

2. Дробно-рациональная передаточная функция

Коэффициенты дробно-рациональной ПФ (6) выражаются через константы запаздывающих нейтронов следующим образом:

$$b_k = \sum_{i_{k+1}=1}^{k+1} \sum_{i_{k+2}=i_{k+1}+1}^{k+2} \dots \sum_{i_j=i_{j-1}+1}^J \left(\prod_{j=k+1}^J \lambda_{i_j} \right), \quad k = \overline{0, J-1};$$

$$a_k = \sum_{i_{k+2}=1}^{k+2} \sum_{i_{k+3}=i_{k+2}+1}^{k+3} \dots \sum_{i_j=i_{j-1}+1}^J \left[\left(\prod_{j=k+2}^J \lambda_{i_j} \right) \left(\beta_{\text{эф}} - \sum_{j=k+2}^J \beta_{i_j} \right) \right], \quad k = \overline{0, J-1}.$$

Конкретизация этих формул применительно к 6-групповой системе констант запаздывающих нейтронов приведена в работе [9]. Чувствительности коэффициентов ПФ к константам запаздывающих нейтронов описываются следующими соотношениями:

$$\frac{\partial b_k}{\partial \lambda_l} = \sum_{i_{k+1}=1}^{k+1} \sum_{i_{k+2}=i_{k+1}+1}^{k+2} \dots \sum_{i_j=i_{j-1}+1}^J \left(\frac{\partial}{\partial \lambda_l} \prod_{j=k+1}^J \lambda_{i_j} \right), \quad k = \overline{0, J-1};$$

$$\frac{\partial a_k}{\partial \lambda_l} = \sum_{i_{k+2}=1}^{k+2} \sum_{i_{k+3}=i_{k+2}+1}^{k+3} \dots \sum_{i_j=i_{j-1}+1}^J \left[\frac{\partial}{\partial \lambda_l} \left(\prod_{j=k+2}^J \lambda_{i_j} \right) \left(\beta_{\text{эф}} - \sum_{j=k+2}^J \beta_{i_j} \right) \right], \quad k = \overline{0, J-1};$$

$$\frac{\partial a_k}{\partial \beta_l} = \sum_{i_{k+2}=1}^{k+2} \sum_{i_{k+3}=i_{k+2}+1}^{k+3} \dots \sum_{i_j=i_{j-1}+1}^J \left[\frac{\partial}{\partial \beta_l} \left(\beta_{\text{эф}} - \sum_{j=k+2}^J \beta_{i_j} \right) \left(\prod_{j=k+2}^J \lambda_{i_j} \right) \right], \quad k = \overline{0, J-1}.$$

Определение абсолютной погрешности коэффициентов ПФ по обычным формулам чувстви-

$$\text{тельности первого приближения } \Delta a_k = \sum_{l=1}^J \left(\left| \frac{\partial a_k}{\partial \lambda_l} \right| \Delta \lambda_l + \left| \frac{\partial a_k}{\partial \beta_l} \right| \Delta \beta_l \right), \quad \Delta b_k = \sum_{l=1}^J \left| \frac{\partial b_k}{\partial \lambda_l} \right| \Delta \lambda_l$$

соответствует идеологии методов возмущений, широко применяемой в расчетах ядерных реакторов.

Однако характер полученных зависимостей при использовании типичных значений средних квадратических отклонений (СКО) констант запаздывающих нейтронов в качестве

оценок для погрешностей $\Delta\lambda_i, \Delta\beta_i$ обуславливает неприемлемо большие значения погрешности коэффициентов a_k, b_k . Примеры таких оценок применительно к константам Кипина, для которых СКО составляет 3...18 %, даны в работе [11]. Более адекватна оценка средних квадратических погрешностей коэффициентов a_k, b_k . Однако современные нейтронно-физические справочные системы не содержат данных, оценивающих корреляции между погрешностями констант запаздывающих нейтронов, т.е. математические ожидания произведений $M(\Delta\lambda_m\Delta\beta_n), M(\Delta\lambda_m\Delta\lambda_n), M(\Delta\beta_m\Delta\beta_n)$. Поэтому невозможно выполнить расчет СКО коэффициентов a_k, b_k по общим (учитывающим корреляцию) формулам

$$\sigma(a_k) = \sqrt{\sum_{m,n=1}^J F_{m,n}(a_k)}, \quad \sigma(b_k) = \sqrt{\sum_{m,n=1}^J G_{m,n}(b_k)}, \quad \text{где}$$

$$F_{m,n}(a_k) = \left(\frac{\partial a_k}{\partial \lambda_m}\right)\left(\frac{\partial a_k}{\partial \lambda_n}\right)M(\Delta\lambda_m\Delta\lambda_n) + \left(\frac{\partial a_k}{\partial \lambda_m}\right)\left(\frac{\partial a_k}{\partial \beta_n}\right)M(\Delta\lambda_m\Delta\beta_n) + \left(\frac{\partial a_k}{\partial \beta_m}\right)\left(\frac{\partial a_k}{\partial \beta_n}\right)M(\Delta\beta_m\Delta\beta_n),$$

$$G_{m,n}(b_k) = \left(\frac{\partial b_k}{\partial \lambda_m}\right)\left(\frac{\partial b_k}{\partial \lambda_n}\right)M(\Delta\lambda_m\Delta\lambda_n).$$

По этой причине оценка СКО выполнялась без учета корреляций, т.е. по формулам

$$\sigma(a_k) = \sqrt{\sum_{j=1}^J \left[\left(\frac{\partial a_k}{\partial \lambda_j}\right)^2 \sigma^2(\lambda_j) + \left(\frac{\partial a_k}{\partial \beta_j}\right)^2 \sigma^2(\beta_j) \right]}, \quad \sigma(b_k) = \sqrt{\sum_{j=1}^J \left(\frac{\partial b_k}{\partial \lambda_j}\right)^2 \sigma^2(\lambda_j)}.$$

3. Дискретная дробно-рациональная передаточная функция

Подстановки $\lambda_j \rightarrow \exp(-\lambda_j T)$ в формулах для коэффициентов a_j, b_j приводят к формулам для вычисления соответствующих (по индексу j) коэффициентов μ_j, γ_j дискретной дробно-рациональной ПФ ИЗН в виде

$$H(z) = z \left(\sum_{j=0}^{J-1} \mu_j z^j \right) / \left(\sum_{j=0}^J \gamma_j z^j \right), \quad \gamma_J \equiv 1. \quad (9)$$

В случае шести групп запаздывающих нейтронов коэффициенты μ_j, γ_j связаны с константами запаздывающих нейтронов следующим образом: $\mu_5 = \beta_{\text{эф}}$; $\mu_4 = \gamma_5 \beta_{\text{эф}} + \sum_1^6 e^{-\lambda_j T} \beta_j$;

$$\mu_3 = \gamma_4 \beta_{\text{эф}} - \sum_{i=1}^5 \sum_{j=i+1}^6 e^{-(\lambda_i + \lambda_j)T} (\beta_i + \beta_j); \quad \mu_2 = \gamma_3 \beta_{\text{эф}} + \sum_{i=1}^4 \sum_{j=i+1}^5 \sum_{k=j+1}^6 e^{-(\lambda_i + \lambda_j + \lambda_k)T} (\beta_i + \beta_j + \beta_k);$$

$$\mu_1 = \gamma_2 \beta_{\text{эф}} - \sum_{i=1}^3 \sum_{j=i+1}^4 \sum_{k=j+1}^5 \sum_{l=k+1}^6 e^{-(\lambda_i + \lambda_j + \lambda_k + \lambda_l)T} (\beta_i + \beta_j + \beta_k + \beta_l); \quad \mu_0 = -\gamma_0 \sum_{i=1}^6 \beta_i e^{\lambda_i T};$$

$$\gamma_5 = -\sum_1^6 e^{-\lambda_j T}; \quad \gamma_4 = \sum_{i=1}^5 \sum_{j=i+1}^6 e^{-(\lambda_i + \lambda_j)T}; \quad \gamma_3 = -\sum_{i=1}^4 \sum_{j=i+1}^5 \sum_{k=j+1}^6 e^{-(\lambda_i + \lambda_j + \lambda_k)T};$$

$$\gamma_2 = \sum_{i=1}^3 \sum_{j=i+1}^4 \sum_{k=j+1}^5 \sum_{l=k+1}^6 e^{-(\lambda_i + \lambda_j + \lambda_k + \lambda_l)T}; \quad \gamma_1 = -\gamma_0 \sum_{i=1}^6 e^{\lambda_i T}, \quad \gamma_0 = \prod_{j=1}^6 e^{-\lambda_j T}.$$

Полученные выражения для параметров ПФ, их коэффициентов чувствительности и погрешностей достаточно громоздки и требуют значительных усилий при программировании.

Поэтому для обеспечения единства данных и согласованности расчетов целесообразно оформить параметры a_j , b_j , μ_j , γ_j и их погрешности как стандартные справочные данные о ПФ реактметра, единожды вычислив их для каждого набора констант запаздывающих нейтронов. Такую возможность обеспечивает выделение в формулах (5)...(7) вероятности генерации $1/\Lambda$ в качестве нормирующего множителя. В табл. 1, 2 дан пример представления в базе данных параметров a_j , b_j , μ_j , γ_j и их стандартных отклонений, вычисленных на основе констант Кипина [12] для ^{239}Pu и ^{235}U .

Таблица 1. Коэффициенты дробно-рациональной ПФ ИЗН для ^{239}Pu , $\times 10^2$

Быстрый спектр нейтронов деления		Тепловой спектр нейтронов деления		
Аналоговая ПФ				
j	a_j	b_j	a_j	b_j
0	0,105±0,014	(72±10)E-04	(7,23±3,04)E-02	(4,68±2,00)E-03
1	8,95±1,2	(8,8±1,3)E-01	6,33±2,60	(5,79±2,40)E-01
2	130±16	27,3±3,3	96±37	18,8±7,3
3	501±53	235±28	388±125	171±63
4	459±29	639±63	394±66	495±147
5	100	498±28	100	430±62
Дискретная ПФ, шаг дискретизации 1 с				
j	μ_j	γ_j	μ_j	γ_j
0	-1,55±0,31	(6,88±1,93)E-01	-2,64±1,28	1,35±0,84
1	34,6±3,3	-22,6±2,8	43,2±13,2	-30,3±13
2	-177±10	155±11	-198±37	182±42
3	355±13	-432±16	376±45	-474±68
4	-311±8	586±13	-318±27	617±49
5	100	-387±4	100	-396±14

Таблица 2. Коэффициенты дробно-рациональной ПФ ИЗН для ^{235}U , $\times 10^2$

Быстрый спектр нейтронов деления		Тепловой спектр нейтронов деления		
Аналоговая ПФ				
j	a_j	b_j	a_j	b_j
0	(9,95±1,19)E-02	(78±10)E-04	(5,65±0,97)E-02	(4,34±0,75)E-03
1	8,62±1,01	0,961±0,114	5,14±0,86	(5,51±0,93)E-01
2	143±17	30,8±3,5	89,0±14,2	18,3±3,0
3	614±64	284±31	407±57	178±28
4	530±39	795±78	420±33	537±70
5	100	574±38	100	460±33
Дискретная ПФ, шаг дискретизации 1 с				
j	μ_j	γ_j	μ_j	γ_j
0	-0,898±0,198	0,321±0,121	-2,22±0,52	1,00±0,33
1	30,4±2,1	-18,2±1,8	42,4±5,1	-27,9±4,4
2	-170±7	141±7	-200±15	177±17
3	351±10	-413±11	381±17	-470±26
4	-311±7	575±9	-321±11	616±19
5	100	-385±4	100	-396±5

4. Уравнение цифрового реактиметра на основе дробно-рациональной ПФ

Передаточной функции (9) соответствует разностное уравнение для оценки ИЗН, накопленного к моменту $t_k = kT$:

$$y_k = \frac{T}{\Lambda} \sum_{j=0}^{J-1} \mu_{J-j-1} v_{k-j} - \sum_{j=1}^J \gamma_{J-j} y_{k-j}. \quad (10)$$

Вместе с уравнением (1), записанным в дискретной форме

$$v_k = -y_k + r_k n_k + Q_k, \quad (11)$$

уравнение (10) определяет цифровую реализацию реактиметра $r_k = \alpha_k + (y_k - Q_k) / n_k$. Заменяв отсчеты ИЗН в (10) через переменные уравнения (11), найдем уравнение реактиметра

$$r_k = \frac{1}{n_k} \left(\sum_{j=0}^J \eta_j v_{k-j} - \sum_{j=1}^J \gamma_{J-j} r_{k-j} n_{k-j} - q_k \right) \quad (12)$$

с постоянными коэффициентами $\eta_j = \gamma_0$, $\eta_j = \mu_{J-j-1} + \gamma_{J-j}$, $j = 0, \dots, J-1$. Вклад источника с переменной интенсивностью Q_j здесь равен $q_k = \sum_{j=0}^J \gamma_{J-j} Q_{k-j}$.

Формула (12) дает пример реализации реактиметра как рекурсивного цифрового фильтра. Она экономичнее, чем непосредственная дискретизация ИЗН в уравнении (2), приводящая к нерекурсивному цифровому фильтру, требующему существенно больше коэффициентов, чем форма (12). Для некоторого уменьшения количества операций в уравнении (12) удобно ввести переменную $u_k = r_k n_k$ — интенсивность генерации мгновенных нейтронов и

вести расчет реактивности по схеме $u_k = \left(\sum_{j=0}^J \eta_j v_{k-j} - \sum_{j=1}^J \gamma_{J-j} u_{k-j} - q_k \right)$, $r_k = u_k / n_k$.

Уравнение (12) обеспечивает возможность адаптации реактиметра, т.е. уточнения коэффициентов η_j , γ_j в процессе эксплуатации (например, по замерам мощности при сбросе АЗ или путем анализа шумов) на основе эквивалентного уравнения авторегрессии

$$v_k = \sum_{j=0}^J \xi_j n_{k-j} - \sum_{j=0}^J \eta_j v_{k-j} + q,$$

где реактивность и интенсивность источника предполагаются постоянными:

$$\xi_0 = r, \quad \xi_j = r \gamma_{J-j}, \quad j = \overline{1, J}; \quad q = Q \sum_{j=0}^J \gamma_{J-j}.$$

При этом вычисление коэффициентов η_j , γ_j на основе стандартных констант запаздывающих нейтронов дает их предварительную оценку, а затем для уточнения применяются известные схемы теории возмущений.

5. Численная модель кинетики на основе дробно-рациональной ПФ

Определяемое дробно-рациональной ПФ (9) разностное уравнение (10) для оценки ИЗН можно использовать и для решения прямой задачи — численного моделирования кинетики. При этом вместо конечно-разностной аппроксимации скорости изменения мощности целесообразно представление мощности посредством некоторой квадратурной формулы, разбитой на два слагаемых:

$$n_k = w_k + B_{k,k} v_k, \quad w_k = n_0 + \sum_{l=0}^{k-1} B_{k,l} v_l, \quad (13)$$

где квадратурные коэффициенты $B_{k,l}$ выбираются (с целью повышения точности) в зависимости от текущего интервала интегрирования (t_0, t_k) . В таком случае уравнения (10), (11), (13) определяют следующий процесс пошагового расчета кинетики:

$$\begin{pmatrix} y_k \\ n_k \\ v_k \end{pmatrix} = d_k \begin{bmatrix} 1 - r_k B_{k,k} & r_k (\beta_{эф} / \Lambda) T & (\beta_{эф} / \Lambda) T \\ -B_{k,k} & (\beta_{эф} / \Lambda) T + 1 & B_{k,k} \\ -1 & r_k & 1 \end{bmatrix} \begin{pmatrix} Y_k \\ w_k \\ Q_k \end{pmatrix},$$

$$Y_k = \frac{T}{\Lambda} \sum_{j=1}^{J-1} (\mu_{J-j-1} v_{k-j} - \gamma_{J-j} y_{k-j}) - \gamma_0 y_{k-j}.$$

При старте из стационара начальные условия выглядят следующим образом: $v_0 = r_0 n_0 + Q_0$, $y_0 = 0$, $Y_1 = (T/\Lambda) \mu_{J-2} v_0$, $w_1 = n_0 + B_{1,0} v_0$. Коэффициент шага d_k записывается одинаково при любом числе групп: $d_k = 1 / (1 + T(\beta_{эф}/\Lambda) - r_k B_{k,k})$. Условие подавления ошибок $d_k < 1$ здесь формулируется в форме ограничения на величину вводимой реактивности $r_k < T\beta_{эф}/(\Lambda/B_{k,k})$. Очевидно, это ограничение снимается, если взять квадратурный коэффициент $B_{k,k} = 0$.

В интегральном уравнении кинетики (1) каждому делящемуся нуклиду соответствует свой ИЗН. Поэтому для I делящихся нуклидов описанная расчетная схема принимает вид

$$y_k^i = (\beta_{эф}^i / \Lambda) T v_k + \frac{T}{\Lambda} \sum_{j=1}^{J-1} \mu_{J-j-1}^i v_{k-j} - \sum_{j=1}^{J-1} \gamma_{J-j}^i y_{k-j}^i, \quad i = \overline{1, I};$$

$$n_k = w_k + B_{k,k} v_k, \quad v_k = - \sum_{i=1}^I y_k^i + r_k n_k + Q_k.$$

Для учета очередного i -го топливного нуклида здесь добавляется только одно уравнение стандартной структуры (11) с параметрами, вычисленными для данного нуклида по его индивидуальным константам запаздывающих нейтронов. При этом допустимо различное количество групп запаздывающих нейтронов у разных нуклидов.

6. Каскадная передаточная функция

Каскадная ПФ (7) представляет интерес как основа для реализации цифрового реактиметра с минимальными собственными шумами. Нули ζ_j ПФ реактиметра, т.е. корни полиномов $P(s, a)$ в числителе ПФ (6), вычисленные на основе констант Кипина, приведены в табл. 3. Стандартные отклонения вычислялись на основе соотношения для вариации

$$d\zeta_j = - \left\langle \frac{\partial P(s, a)}{\partial a}, da \right\rangle / \left. \frac{\partial P(s, a)}{\partial s} \right|_{s=\zeta_j},$$

которое следует из условия равенства нулю вариации полинома $P(s, a)$ на траекториях корней в пространстве параметров: $dP(s, a) = \frac{\partial P(s, a)}{\partial s} ds + \left\langle \frac{\partial P(s, a)}{\partial a}, da \right\rangle = 0$. Поскольку

$$\left. \frac{\partial P(s, a)}{\partial s} \right|_{s=\zeta_j} = \sum_{k=1}^{J-1} k a_k \zeta_j^{k-1} \quad \text{и} \quad \left. \frac{\partial P(s, a)}{\partial a_k} \right|_{s=\zeta_j} = \zeta_j^k, \quad \text{то} \quad d\zeta_j = - \frac{1}{D} \sum_{k=0}^{J-1} \zeta_j^k da_k, \quad \text{где} \quad D = \sum_{k=1}^{J-1} k a_k \zeta_j^{k-1}.$$

Отсюда следует оценка стандартного отклонения $\Delta\zeta_j = \frac{1}{|D|} \sqrt{\sum_{k=0}^{J-1} (\zeta_j^k da_k)^2}$.

В этой формуле вариации da_k можно выразить через ранее полученные коэффициенты чувствительности $\partial a/\partial \lambda_j$, $\partial a/\partial \beta_j$ и стандартные отклонения констант запаздывающих нейтронов. Можно также использовать в качестве da_k уже вычисленные стандартные отклонения из табл. 1 и 2.

Таблица 3. Нули ПФ ИЗН, $\times 10^2$

Тепловой спектр нейтронов деления		Быстрый спектр нейтронов деления	
^{235}U	^{239}Pu	^{235}U	^{239}Pu
-290 ± 70	-258 ± 160	-378 ± 70	-311 ± 66
-102 ± 50	-103 ± 131	-124 ± 41	-114 ± 47
-20 ± 15	-23 ± 42	$-19,9 \pm 9,7$	-24 ± 14
$-6,8 \pm 4,9$	-8 ± 14	$-7,1 \pm 3,6$	$-8,4 \pm 4,6$
$-1,40 \pm 0,55$	$-1,4 \pm 1,2$	$-1,51 \pm 0,42$	$-1,48 \pm 0,42$

Результаты расчетов, приведенные в табл. 3, указывают на недостаточную точность классических констант Кипина для вычисления параметров ПФ реактиметра в каскадной форме. В связи с этим целесообразно рассмотреть следующие вопросы:

- оценку точности констант запаздывающих нейтронов, необходимой для обеспечения надлежащей точности параметров ПФ реактиметра;
- оценку параметров каскадной ПФ реактиметра путем анализа экспериментальных ПХЗН;
- сравнительную точность реализаций реактиметра на основе дробно-рациональной и каскадной ПФ при различном числе групп запаздывающих нейтронов.

Юферов Анатолий Геннадьевич, контактный тел.: 8(48439)9-80-31; e-mail: ayu@ippe.ru

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Маневич Л.Г., Немировский П.Э., Юдкевич М.С. Расчет интегральных характеристик запаздывающих нейтронов // ВАНТ. Сер. Ядерные константы, 1988, вып. 2. – С. 3 – 22.
2. Пиксайкин В.М., Балашев Ю.Ф., Исаев С.Г. и др. Экспериментальные исследования характеристик запаздывающих нейтронов при делении ^{235}U и ^{237}Np быстрыми нейтронами / Избр. труды Физико-энергетического института – 1997. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999.
3. Loaiza D.J., Haskin F.E. Dominant Delayed Neutron Precursors to Model Reactivity Predictions for Multiple Fissioning Nuclides // Nuclear Science and Engineering, 2000, v. 134, p. 22 – 36.
4. Lewins J. Nuclear reactor kinetics and control. – Pergamon Press, 1978.
5. Литицкий В.А., Бондаренко В.В., Куприянова И.А. Методы и средства измерения реактивности размножающих сред. Часть 3. Инверсионно-кинетические методы / Обзор ФЭИ ОБ-153. – Обнинск: ФЭИ, 1982.
6. Афонин С.Н., Кувишинов М.И., Чередник П.Ф. Применение цифровых реактиметров на быстрых импульсных реакторах // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1985, вып.1. – С. 32 – 39.
7. Королев В.В. Системы управления и защиты АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 1986.
8. Сарылов В.Н., Лисуренко В.А., Солдатов И.М. и др. Использование цифрового метода в аппаратуре для измерения реактивности // Атомные электрические станции, вып. 10, 1989. – С. 88 – 98.
9. Юферов А.Г., Ибрагимов Р.Л. Реактиметр как адаптивный цифровой фильтр // Атомная энергия, 2005, т. 98, вып. 4. – С. 253 – 260.
10. Юферов А.Г. К задаче идентификации интегральных уравнений кинетики // Ядерная энергетика, 2005, № 4. – С. 25 – 33.
11. Юферов А.Г. Анализ уравнений точечной динамики ядерного реактора методом символьных вычислений. Препринт ФЭИ-2780, 1999.
12. Кипин Дэс.Р. Физические основы кинетики ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1967.

Статья поступила в редакцию 21 декабря 2006 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2007, вып. 1, с. 43 – 50.

АВТОМАТИЗАЦИЯ ПРОЕКТИРОВАНИЯ

УДК 004.4'2

Многоцелевая программная макротехнология SOBOL

А.В. Алиев, Д.В. Калинин, А.А. Шукин,

ИЯЭ (филиал СПбГПУ), 188544, г. Сосновый Бор Ленинградской обл., ул. Солнечная, 41,

Ю.Н. Борский, М.Ю. Лавровский,

ЗАО НПП "Интердум", 123182, Москва, пл. акад. Курчатова, 1

Представлен обзор макротехнологии SOBOL, предназначенной для разработки различных проектировочных, аналитических, тренажерных, контрольно-измерительных, управляющих, информационно-справочных и обучающих программных систем. Основной идеей макротехнологии является обеспечение сквозной информационной поддержки различных аспектов жизненного цикла объектов атомной энергетики на единой программной платформе.

Multy-purpose programming macro-technology SOBOL. A.V. Aliev, D.V. Kalinin, A.A. Shchukin, Yu.N. Borsky, M.Yu. Lavrovsky. The paper presents a review of macro-technology SOBOL that is designed for developing of various CAD, analytical, simulation, monitoring, controlling, informational and educational programming systems. A main idea of macro-technology is provide informational support for different aspects of life circle of NP industry objects using unified programming platform.

Среда программирования SOBOL – новейший продукт, разработанный в Сосновоборской лаборатории ЗАО НПП "Интердум" с привлечением специалистов РНЦ "КИ" и СПбГПУ. В процессе тестирования неоценимую помощь оказали специалисты СПБАЭП, ИБРАЭ РАН, ЛАЭС и других организаций.

Компоненты SOBOL могут функционировать как с образованием интегрированной среды, так и в автономном режиме, в произвольных сочетаниях. Основные компоненты имеют открытые интерфейсы надстраивания и специализации за счет наличия встроенного интерпретатора языка высокого уровня XSL и встроенного СУБД-ядра, ориентированного на работу с принципиально открытой базой данных (БД) на основе стандартных форматов данных. Система программирования построена на принципе *внешнего автоматического самоподключения графической среды SOBOL к существующим прикладным пакетам на стандартных языках программирования без их модификации* (что потребовало разработки собственных трансляторов).

Обеспечена полная портативность среды в семействе ОС Unix, а также между Unix и MS Windows по ряду основных компонент. Все это позволяет на основе компонент SOBOL с применением модулей-расширителей компонент и имеющихся предметных прикладных пакетов разрабатывать специализированные программные технологии и среды для различных (иногда неожиданных) областей использования, а сама среда SOBOL реализует *макротехнологию*. В частности, на базе SOBOL построен ряд программных технологий и сред программирования в областях: тренажеростроения (SIMSYS, впоследствии SimLINX™), разработки распределенных гетерогенных аналитических комплексов (SIRIUS), поддержки ремонтных процессов АЭС (БАРС), мультимедийных учебно-справочных систем (МУСС) и др.

1. Идеология развития. Исторический экскурс

Рассмотрим задачу: обеспечить инструментальные средства разработки для моделирующих комплексов реальных, многокомпонентных объектов, где цифры, характеризующие

количество моделируемого оборудования, – *тысячи или десятки тысяч единиц*. В качестве примера, характерного для отрасли, приведем количества программных объектов в составе полномасштабного тренажера I энергоблока ЛАЭС: арматура – 2 303 единицы, механизмы – 361, электрооборудование и датчики – 8 249, пультовое оборудование – 9 352. Каждый из перечисленных объектов *как минимум один раз* представлен на одной из динамических графических схем. Общее количество программных переменных и массивов – около 285 000.

Требование 1: должно быть обеспечено функционирование ряда верифицированных, накопленных десятилетиями прикладных пакетов.

Требование 2: комплексы должны обладать развитыми средствами визуализации процесса и результата расчета.

Требование 3: комплексы должны обладать интерфейсами расширения, коррекции состава и характеристик моделируемого оборудования, иметь набор универсальных интерфейсов для подключения *других* моделирующих комплексов. (Требование 3 введено во избежание ситуации, когда *стоимость модернизации комплекса в порядке отслеживания ремонтных изменений моделируемого объекта становится сопоставимой со стоимостью создания комплекса заново*.)

Рассмотрим задачу в узком плане: взаимодействие графической подсистемы и прикладных моделирующих пакетов. С точки зрения программной реализации выдвинутых требований имеются следующие технические и организационные проблемы:

- *вычислительная структура, методы программирования, структуры данных, интерфейсы графических программ, основные языки программирования несовместимы с соответствующими характеристиками расчетных моделирующих пакетов;*
- для создания вычислительного комплекса с требуемыми характеристиками требуется совместная работа специалистов в 2-х (как минимум) различных отраслях знания.

“Прямой” метод решения этих базовых проблем – заставить *прикладного* программиста “профессионально развиваться” в *системной* “графической” отрасли, как предлагается в стандартных инструментальных средах типа Visual Studio. Поскольку основной идеологический принцип построения подобных сред – *обеспечить разработку графических объектов*, где моделирующие программы имеют вспомогательную функцию обслуживания графической основы приложения, реализуя естественную при подобной идеологии схему передачи данных *от моделируемых объектов к графическим*, то:

- (1) основная работа прикладного программиста состоит в *преобразовании* вычислительной структуры “предметного” алгоритма к структуре “графического” и *внедрении в него специфических интерфейсных блоков передачи данных*, что ведет к удорожанию импорта и экспорта программного обеспечения;
- (2) прикладная задача решается на языке программирования, не свойственном предметной области, или программист сталкивается с *проблемами построения смешанных программ;*
- (3) *вручную* производится обслуживание целостности пересылок (связей) типа *один* (моделируемый объект) *ко многим* (его графическим проявлениям), трудоемкость которого начинает резко и нелинейно возрастать при количествах моделируемого оборудования порядка 200...600 единиц, поскольку при таких связях от прикладного программиста требуются постоянный контроль над процессом визуализации и возвратная модификация алгоритмов;
- (4) программная технология становится зависимой от графической среды, *т.е. платформно-и компиляторно-зависимой*, что существенно снижает ее область применимости.

Таким образом, поставленная задача требует среды программирования, реализующей технологический принцип *разделения* как подсистем моделирования и визуализации, так и соответствующих команд разработчиков. При выделении в программном комплексе двух относительно самостоятельных подсистем возникает задача автоматизации создания интерфейсов обмена данными между ними. Для сред моделирования и тренажеростроения, по-

строенных на базе стандартных инструментальных сред, используются два основных метода: препроцессинг моделирующих программ и создание интерпретирующих пакетов.

Препроцессинг моделирующих программ. Прикладное программирование ведется на подходящем стандартном языке (обычно – подмножестве), расширенном директивами препроцессора для связи с графической подсистемой. Препроцессор (возможно, стандартный) разворачивает директивы в соответствующие интерфейсные блоки. (В некоторых случаях разрабатываются специализированные языки с простейшей схемой трансляции, по сути, прямым препроцессингом.) Это может значительно упростить проблемы (1) и (2), снимает (4) за счет ее перехода в препроцессор. Проблема (3) имеет место в полном объеме. Большинство организаций, занимающихся тренажеростроением и моделированием, в той или иной форме разрабатывало или использовало подобные системы [1, 2].

Интерпретирующие пакеты. Подсистема моделирования строится как управляемый исходными данными пакет, интерпретирующий входное задание на специализированном языке. Состав моделируемых типов ограничивается типами, реализуемыми пакетом-интерпретатором и поддерживаемыми языком управления заданием. Графическая подсистема специализируется аналогичным образом. Основное достоинство решения – развязка проблем программирования взаимодействия моделируемых и графических объектов через инкапсуляцию специфических алгоритмов в сравнительно немногочисленных типовых модулях стандартного оборудования, что снимает количественные ограничения в обеих подсистемах. Главным недостатком оказывается сужение применимости системы только в пределах функциональности типовых объектов.

При адаптации системы под конкретные задачи неизбежная поддержка новых моделируемых типов или расширение старых могут оказаться весьма трудоемки, так как связаны с синхронной модификацией двух интерпретаторов и, возможно, языка управления заданием. Среди промышленных тренажерных сред к подобному направлению можно отнести среды Corys T.E.S.S., APROS [3...5]. Примерами аналитических пакетов служат RELAP5, ICARE. Родственным к интерпретации подходом является кодогенерация на основе набора типовых модулей (технология Atlas Elektronik GmgH) [6].

Вариант, не отрицающий достоинств и лишенный недостатков приведенных выше решений, – реализация в графической подсистеме принципа ее *внешнего, невидимого для подсистемы моделирования, самоподключения к данным моделирующих программ.* Интерфейсы обмена данными при этом реализуют схему *многие* (графические объекты) к *одному* (моделируемому), что принципиально облегчает поддержание ее целостности в сравнении с *одни ко многим*. Интерфейсы “перекачки данных” из моделирующих программ заменяются на значительно более простые интерфейсы “публикации данных”.

Более того, *универсальная мощная система визуализации*, предназначенная для широкого круга задач, может быть построена только по этому принципу, поскольку интерфейсы прямой связи с ней в общем случае окажутся слишком сложными для моделирующих программ. Для реализации принципа графическая подсистема должна располагать БД программных имен и соответствующими адресными таблицами времени исполнения, обеспечивающими внешний доступ к этим именам. БД имен должна хранить такие атрибуты, как имя параметра, его тип, размерности, желательно описание с указанием имени моделируемого объекта.

Кардинальным решением служит *разработка специализированного транслятора* со стандартного для моделирующих программ языка. В процессе трансляции можно обеспечить:

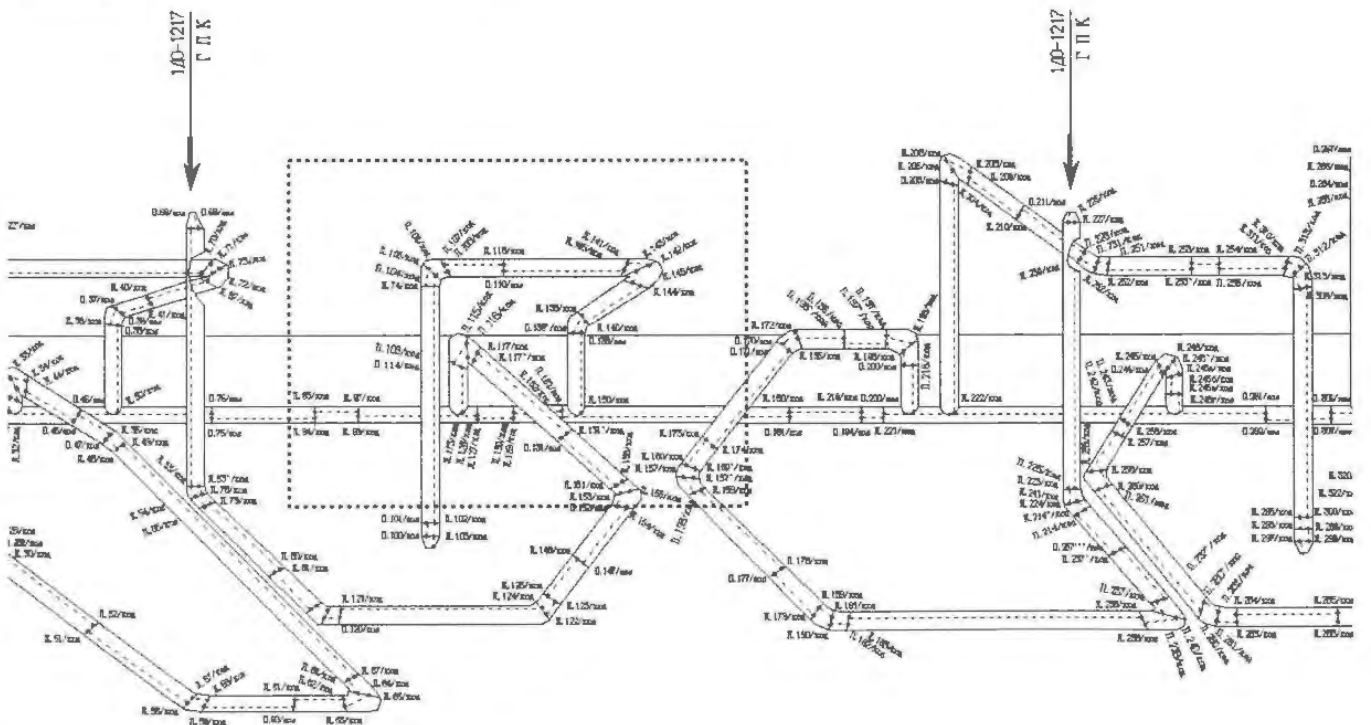
- перевод программ с языка моделирующей подсистемы на язык графической, снимая проблемы смешанного программирования и платформной зависимости;

- анализ (“взлом”) исходных текстов, формирование открытой БД программных имен и обеспечение ее достоверности за счет собственной кодогенерации;
- автоматическое встраивание в порожденные программы интерфейсов внешнего доступа к памяти, механизмов ее размещения и перемещения, опубликование скрытых имен и областей;
- встраивание внешних интерфейсов управления счетом, трассировки и перехватывания ввода-вывода, что обеспечивает принципиальные механизмы *автоматической интеграции вычислительных программ в графическую среду без изменения их исходных текстов, в процессе компиляции*. Особо следует отметить, что подобный подход не исключает применение интерпретирующих пакетов или кодогенераторов в подсистеме моделирования.

При отсутствии интерфейсов прямой связи с графической подсистемой F77 достаточно удобен для использования в подсистеме моделирования. Естественным языком графической подсистемы является C/C++. Соответственно интеграция прикладных программ в состав вычислительного комплекса может осуществляться на основе F77 → C трансляции.

Теперь рассмотрим характеристики графической подсистемы в свете сформулированной изначально задачи. Приводимый на рис. 1 и 2 *небольшой* фрагмент обычной технологической схемы может дать достаточно ясное представление о базовых требованиях к графической системе, которая должна создавать и динамически отображать в режиме реального времени *произвольно масштабируемые векторные схемы* на уровне, приближающемся к возможностям CAD-систем.

Исходя из целей моделирования, формат схемы должен быть *объектно-ориентированным*. (Обычная двумерная AutoCad-схема не является объектно-ориентированной. “Объекты”, из которых она состоит, – линии, прямоугольники, полигоны, эллипсы и т.п. – это *графические примитивы*.) Объектно-ориентированный формат подразумевает возможность разработки собственных сложных “примитивов” и свободное включение их в состав базовых. Для иллюстрации данного положения на рис. 3 приводится фрагмент технологической схемы, с которого осуществляется *управление работой* теплогидравлического пакета (открытие/закрытие задвижек, останов/пуск насосов и др.). (Рис. 3...6, 8, 10, 11 к статье помещены на цветной вкладке.)



Рисунки к статье А.В. Алиева и др.
 "Многоцелевая программная макротехнология SOBOL"

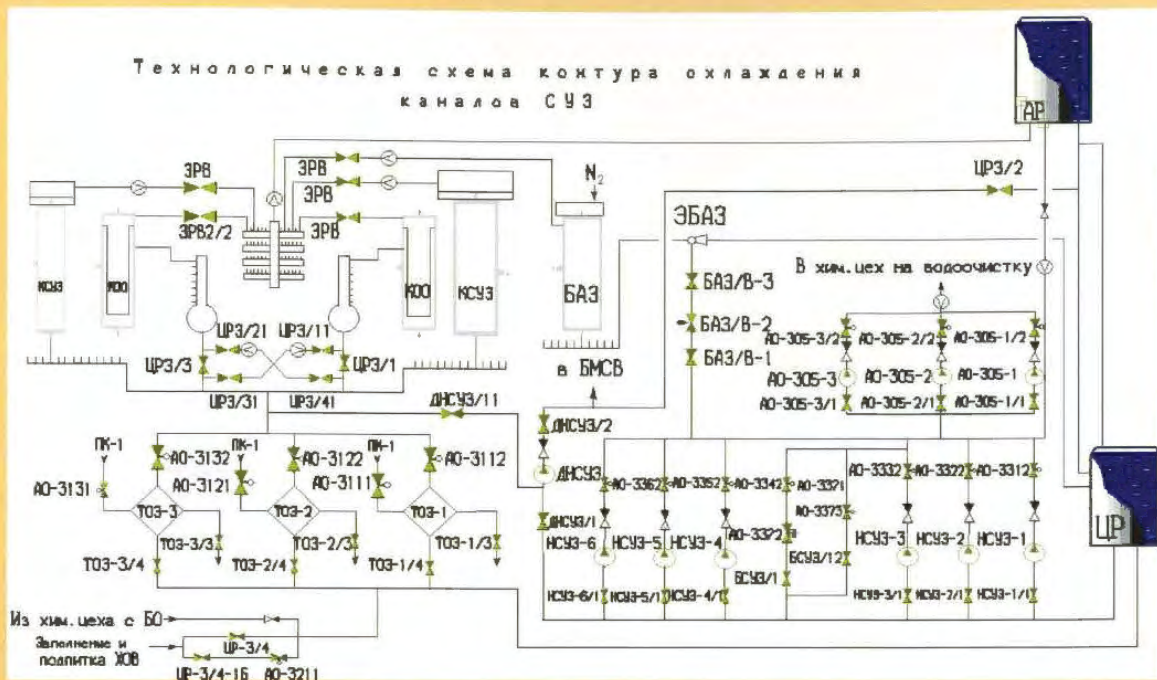


Рис. 3. Объектно-ориентированная векторная схема

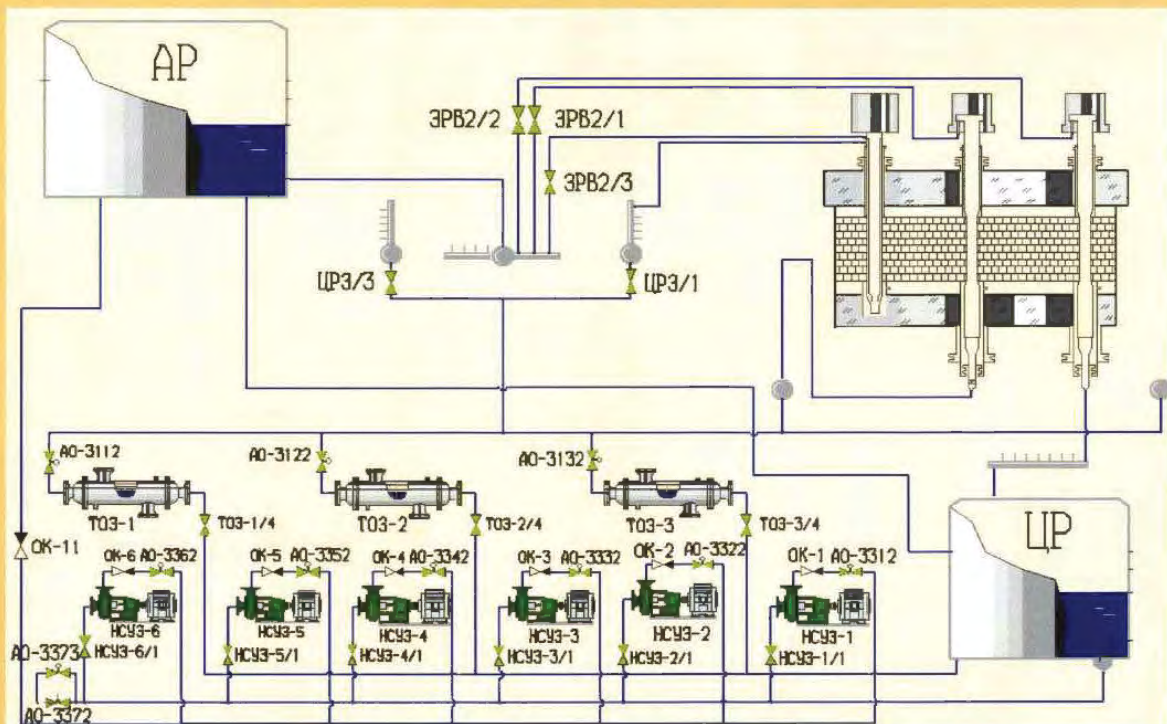


Рис. 4. Презентационная схема

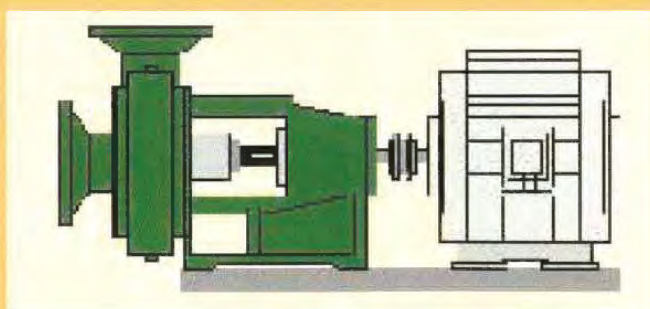


Рис. 5. Графический объект "насос"

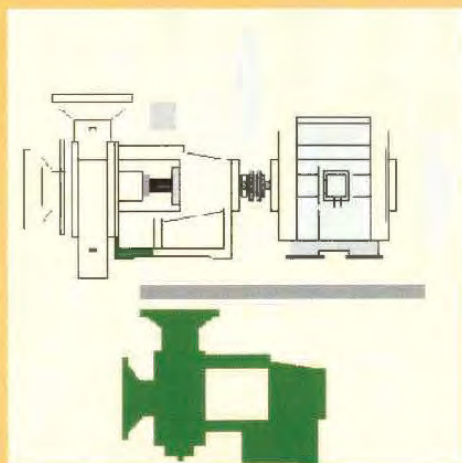


Рис. 6. Графический объект "насос" – в разборе

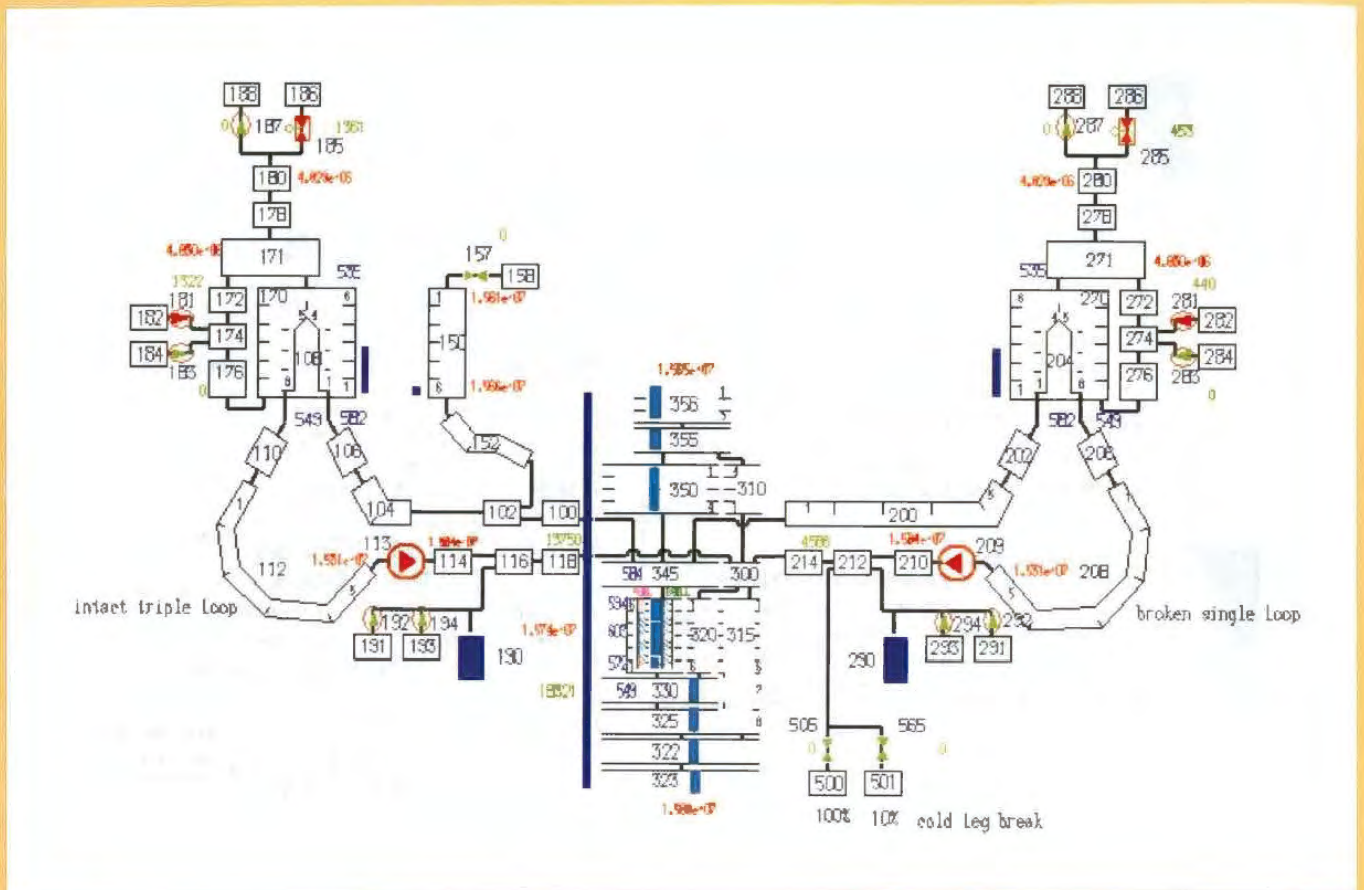


Рис. 8. Пакет Relap5(MOD3) в среде SOBOL

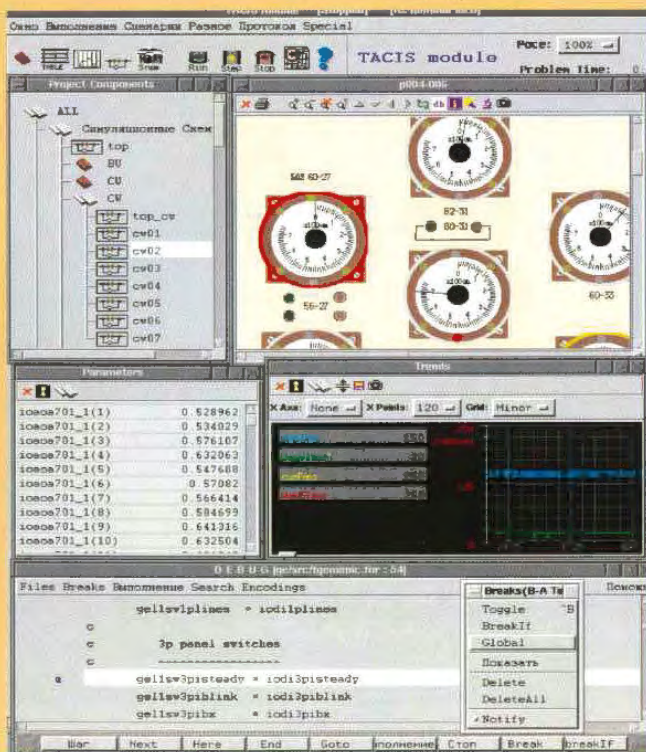


Рис. 10. Исполняемый модуль прикладного пакета в среде SOBOL

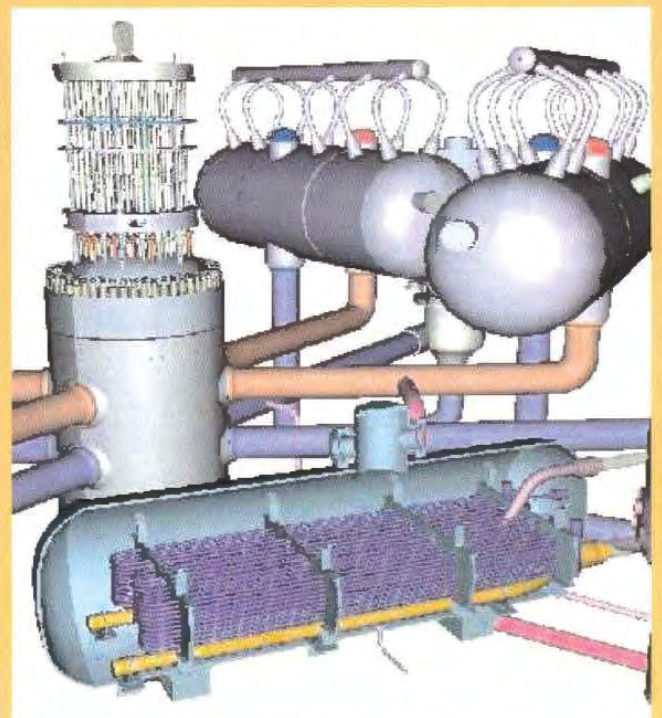


Рис. 11. Просмотр документации в 3DV

Рисунки к статье А.В. Алиева и др. "Использование виртуальной реальности при разработке тренажера для оперативного персонала разгрузочно-загрузочной машины для реакторов РБМК-1000"

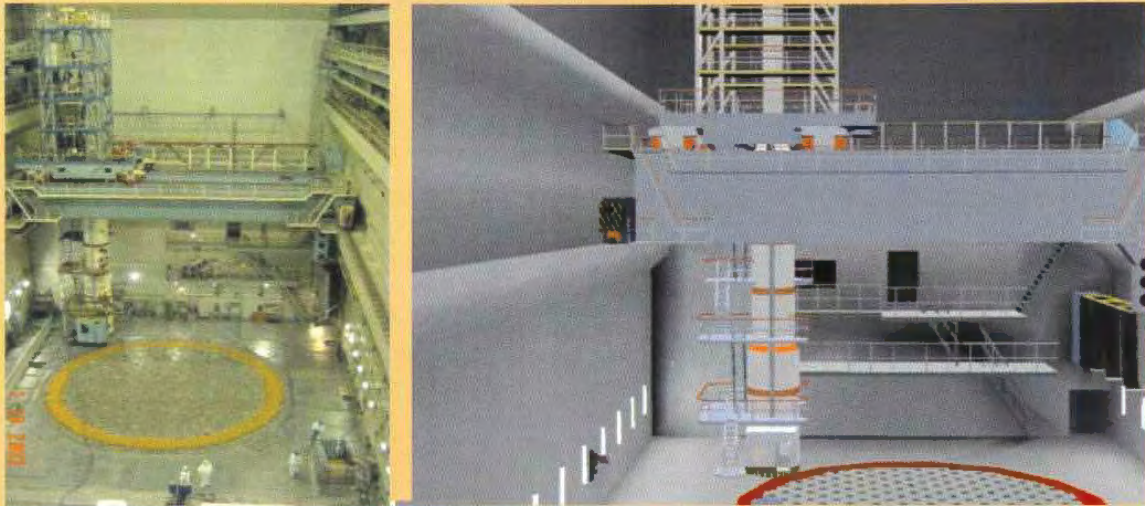


Рис. 1. Центральный зал (реальная фотография) и изображение РЗМ, реализованное средствами VR

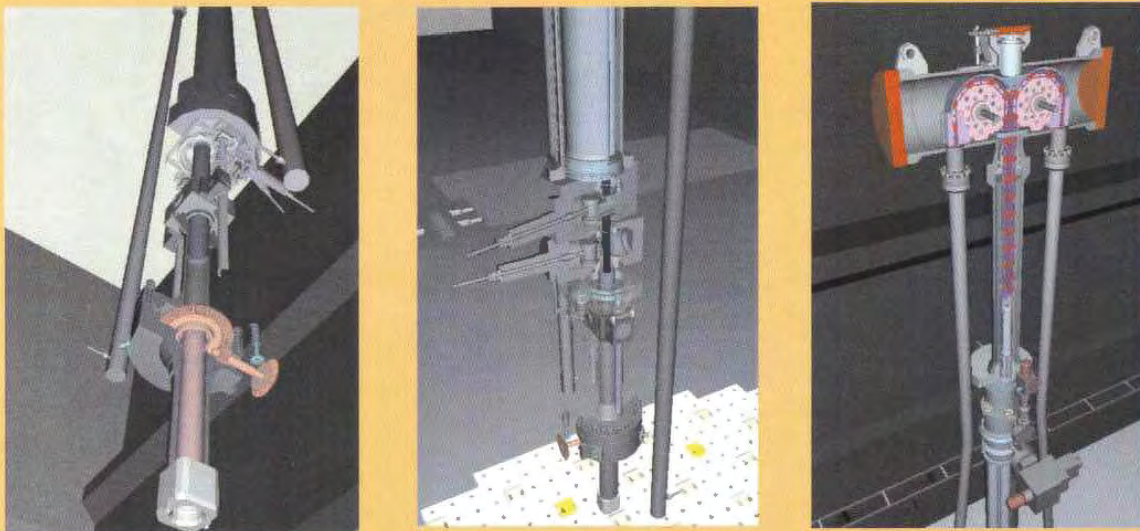


Рис. 2. Нижняя, средняя и верхняя части конструкции и скафандра РЗМ, выполненные средствами VR

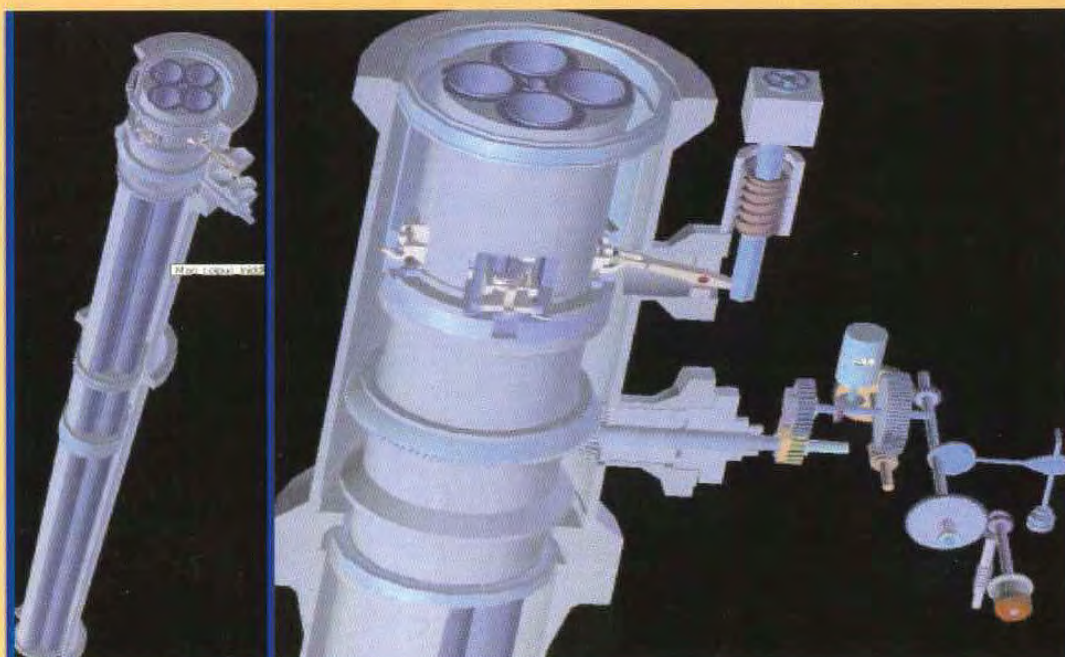


Рис. 3. Динамические 3D модели магазина и перецепки РЗМ

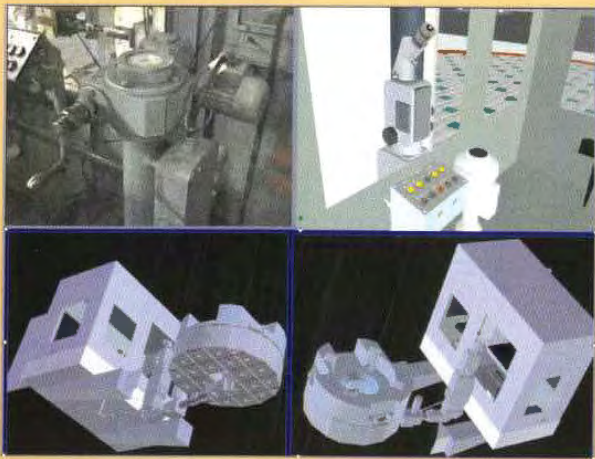


Рис. 4. Подвижная биологическая защита, перископ и кабина управления РЗМ

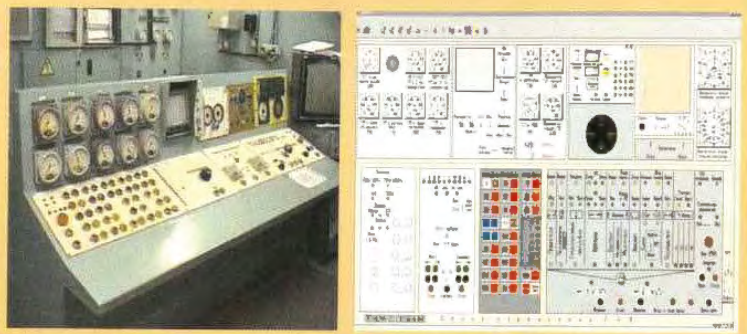


Рис. 5. Пульт управления РЗМ (фотография реального пульта и видеокادر панели управления аналитического тренажера РЗМ)

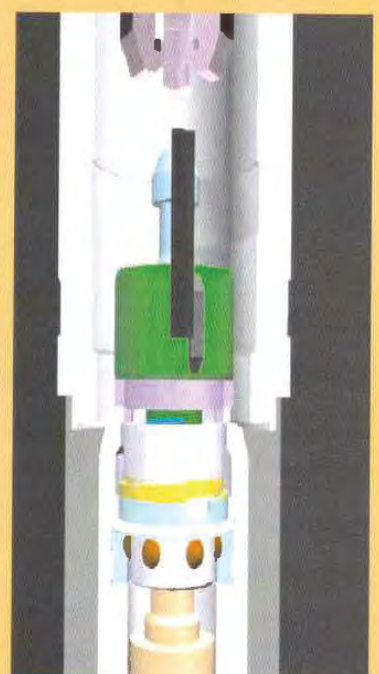
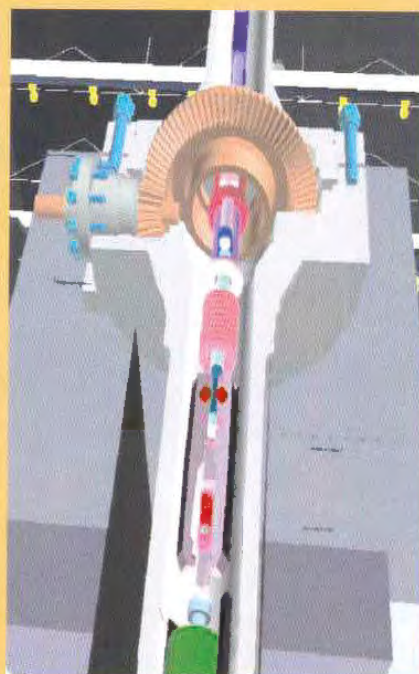
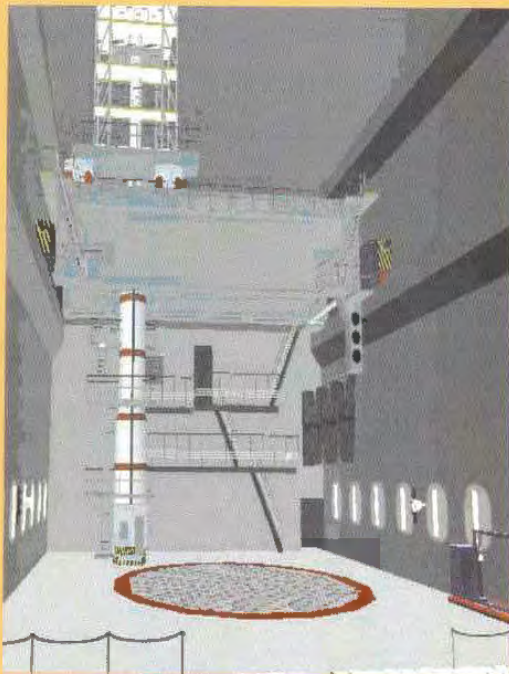


Рис. 6. Пример изображения на экранах VR

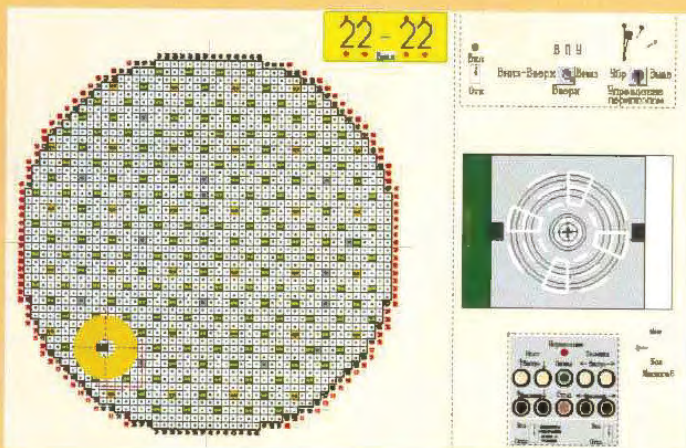


Рис. 7. Видеокادر для отработки процесса наведения РЗМ на ТК из кабины управления



Рис. 8. Тренажер РЗМ: рабочее место оператора, проектор и мониторы отображения VR

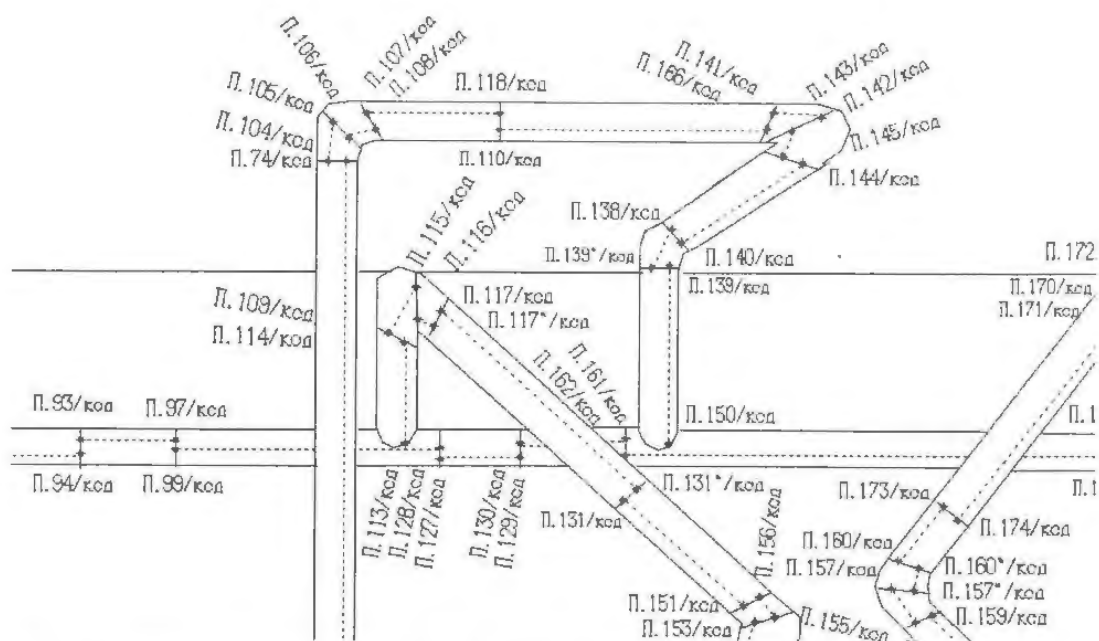


Рис 2. Фрагмент технологической схемы, большое увеличение

Объектность формата открывает возможность замены одного типа графического объекта на другой. Приведенная на рис. 4 “презентационная” схема получена из предыдущей “технологической” путем групповой замены объектов.

На текущий момент в большинстве моделирующих и тренажерных комплексов применяются схемы bitmap-форматов. Безусловно, они значительно проще в реализации, но обладают рядом недостатков:

- большой объем требуемого дискового пространства;
- немасштабируемость или грубая масштабируемость (2:4:8 ...), дисторсия при сжатии;
- медленная перерисовка (необходимость передачи больших массивов данных или декомпрессии), *резкое падение быстродействия в распределенных вычислительных комплексах.*

Реальный проект может содержать сотни насыщенных технологических схем, а моделирующий комплекс вычислять миллионы расчетных параметров. Имеет место проблема установления многих тысяч каналов связи между графической системой и моделирующими программами. Поясним проблему на примере рис. 5, где приводится графический объект “насос презентационный”. Он имеет достаточно красивые *графические динамики* для изображения своей “работы”, в частности видно, как вращается “слегка погнутый” вал двигателя.

“В разборе” тот же самый насос представляет набор многочисленных графических примитивов (рис. 6). Вал двигателя целиком собран из поля точек. Несмотря на объектно-ориентированный формат схемы, динамики накладываются на примитивы объекта. Для достижения эффекта “вращения вала” все его точки имеют индивидуальные динамики асинхронного мерцания.

Для решения задачи привязки графики к моделирующим программам в среде SOBOL применен следующий комплекс решений:

- объект имеет на схеме свою маркировку (имя собственное);
- графический тип имеет атрибут “моделируемый тип”, *имя которого трактуется как имя таблицы БД*, содержащей данные по всем объектам данного моделируемого типа. Ключом для поиска объектной записи служит маркировка объекта;

- графический примитив в объекте может иметь *графическую динамику* (смена цвета, мигание, растяжения, повороты, сдвиги и др.). Проявлениями динамики управляет *ресурс* – модельная переменная. Имя ресурса задается *параметрически* и может быть скомбинировано из текстовых констант, *маркировки объекта на схеме, значений произвольных полей из объектной записи таблицы БД* для данного моделируемого типа;
- поиск ресурсов динамик и доставку данных из них (в них для динамик – реакции на кнопки “мыши”) берет на себя графическая система, используя БД имен и адресные таблицы, формируемые транслятором. В состав графической системы входит СУБД-ядро, работающее с открытой БД (ODBC-сервер или непосредственно файлы формата DBF).

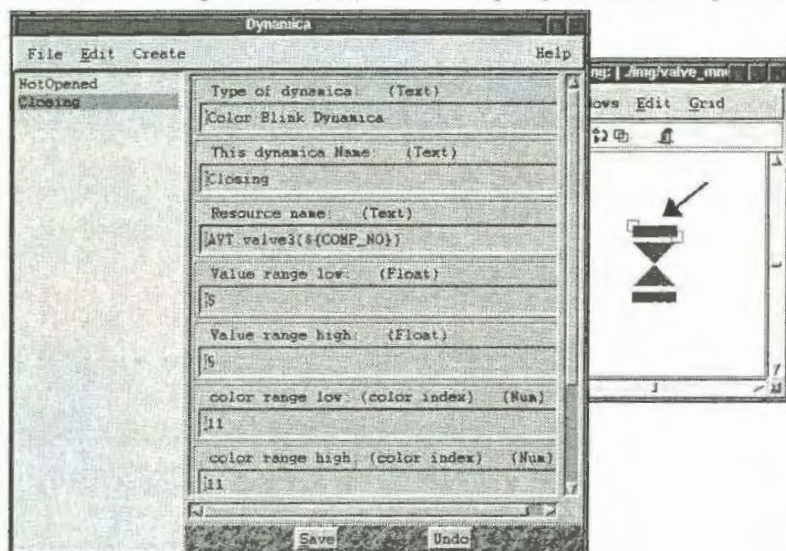


Рис. 7. Окно “динамики” в графическом редакторе

ализованной настройки динамик типов графических объектов могут быть использованы как динамические.

На рис. 7 показан процесс назначения графической динамики для элемента мнемознака задвижки. Управляющим ресурсом служит элемент массива *valve3* из COMMON-блока AVT. Индекс элемента берется из конфигурационных данных модели как значение поля *COMP_NO* из соответствующей объектной записи таблицы БД проекта.

Таким образом, схемы SOBOL могут самоподключаться к произвольной F77-модели. Технологические схемы, разработанные “в качестве документации”, после централизованной настройки динамик типов графических объектов могут быть использованы как динамические.

2. Апробация системы

Первое испытание среды SOBOL проводилось в 1996 г. в проекте SPPA (Super Power Plant Analyzer) совместно с GSE (США). Целью проекта было создание распределенного вычислительного комплекса из полномасштабного тренажера III энергоблока ЛАЭС и аналитического пакета на базе RELAP5(MOD3), где результаты расчета аналитического пакета применялись для верификации некоторых режимов тренажера. Для реализации проекта потребовалась интеграция RELAP5 в среду, обладающую развитыми средствами межмашинной коммуникации и визуализации. *Действовал категорический запрет на модификацию исходных текстов RELAP5.*

На рис. 8 приводится одна из динамических схем проекта, представляющая расчетный тест *irwg* (типовой ВВЭР). Со схемы можно управлять задвижками и насосами, открывать таблицы моделируемых параметров, графики, модифицировать переменные и др., о чем сам пакет “не подозревает”.

В 1998 г. выполнялся проект “АСТ” (РНЦ “КИ”), целью которого являлось построение аналитического комплекса с элементами САПР на базе пакетов STEPAN (нейтроника) и KOBRA (теплогидравлика). Совместно с различными организациями в 1999...2003 гг. среда SOBOL достаточно успешно тестировалась на значительном количестве популярных моделирующих пакетов различного назначения импортного и отечественного происхождения, проверялись платформы на базе процессоров IBM, SUN, INTEL. Для каждого пакета оценивались сложность компиляции, перспективы визуализации, трудоемкость построения системы типа САПР.

В 2005 г. проведена операция портирования математических моделей полномасштабного тренажера I энергоблока ЛАЭС из среды READS (GSE, США) на платформе ОС IRIX (SGI) в среду SOBOL на платформе ОС LINUX и построен аналитический дисплейный тренажер. В промышленной эксплуатации с применением специализированных ветвей SOBOL с 1998 г. произведен ряд тренажерных, обучающих, справочно-ремонтных, аналитических программных комплексов по заказам ЛАЭС и концерна "Росэнергоатом".

3. Современное состояние SOBOL. Краткое описание основных компонент

Оболочка управления проектом Project Master осуществляет функции управления деревом проекта (рис. 9), компиляции, редактирования компонент проекта. В дерево проекта входят F77, C, C++ – файлы, из которых собирается целевой исполняемый модуль прикладной задачи, графические схемы и объекты, таблицы БД, сценарии XSL, документы. Для редактирования или компиляции компонент Project Master вызывает соответствующий редактор, транслятор, компилятор (конфигурируется).

Основным языком программирования служит *стандарт F77*, для программ на котором предоставляется максимальный уровень сервиса графической системы. (Более точной фразой в идеологии SOBOL является "программы на F77 максимальным образом предоставляются возможностям графической системы", поскольку со стороны графической системы осуществляются полный внешний доступ к их данным и управление счетом.)

Программы на C и C++ – необязательные вспомогательные средства и применяются в основном для реализации "тонких" функций управления *встроенным монитором-отладчиком исполняемого модуля* или расширения его функциональности. Для подключения к графической среде времени исполнения F77-программы должны быть просто скомпилированы в составе проекта. В C/C++ программы можно вставить блок интерфейсных вызовов *встроенного монитора* для публикации своих данных.

Для реализации возможностей надстраивания и специализации Project Master содержит встроенный интерпретатор XSL и используемые им графическое и СУБД ядра. Типовыми XSL-расширениями Project Master служат системы *сканирования схем*, кодогенерации, генерации данных, обработки БД при разработке комплексов типа САПР.

Встроенный монитор исполняемого модуля ODA. Исполняемый модуль прикладного пакета, скомпилированного в составе проекта, автоматически снабжается встроенным графическим монитором-отладчиком ODA (On-line DATA presentation). Рис. 10 иллюстрирует следующие базовые функции монитора:

- навигация в пространстве имен пакета и просмотр/модификация значений переменных и массивов в виде таблиц и графиков;



Рис. 9. Главное окно Project Master

- управление процессом счета, включая операции пуск/стоп/шаг, запись/чтение фотографий данных, рестарт, циклическое фотографирование, запись/воспроизведение действий оператора;
- отображение динамических самоподключающихся графических схем, навигация на схемах, выдача таблиц значений управляющих и ассоциированных переменных графических объектов, объектных записей из БД;
- высокоскоростной обмен данными по локальным и сетевым протоколам с другими SOBOL-модулями, синхронизация с ними по счету и командам;
- исполнение управляющих программ на языке XSL;
- отладка F77-программ и XSL-сценариев на уровне исходных текстов с применением безусловных и условных точек останова, локальных и глобальных.

Наличие графических динамик типа “нажал кнопку мыши – изменилась переменная” позволяет реализовывать графические объекты типа ключей, кнопок, тумблеров и т.п. и осуществлять управление счетом со схем.

Каждый исполняемый SOBOL-модуль может подключиться к другому по локальным или сетевым протоколам. Обмен данными реализуется на уровне включения “чужого” пространства программных имен в собственное с автоматическим установлением двусторонних обменов по мере истребования “чужой” переменной для операций доступа. Существуют режимы как асинхронного подключения, так и синхронизированного по счету и командам исполнения, фотографирования и др. При построении распределенных комплексов возможно установление связи между различными платформами на основе Unix и MS-Windows.

Монитор исполняемого модуля включает встроенный интерпретатор XSL-программ и используемые им графическое и СУБД ядра. XSL-модули могут совмещать свои программные переменные с любой переменной текущего пространства имен, доступного монитору (независимо от статуса переменной – “своя” или “чужая”), и осуществлять внешнее управление процессом моделирования, обмена данными между прикладными программами и БД или в распределенной вычислительной сети, специфические операции визуализации.

Для мультизадачных вычислительных конфигураций мониторы различных задач могут выполнять операции по *совмещению заданных COMMON-блоков в одном сегменте разделяемой памяти*. Для многопроцессорных архитектур поддерживается управление многопоточковыми вычислениями в пределах одной задачи.

Редактор графических 2D схем SCHEME DESIGNER предназначен для создания векторных объектно-ориентированных динамических схем с возможностью внешнего самоподключения компонент рисунка к управляющим переменным модели. Технические возможности редактора позволяют разрабатывать как пульта управления (soft panels), так и технологические (или симуляционные) схемы. Редактор схем выполнен в соответствии с принципами организации графики, изложенными в разделе 1. Рис. 1...4 иллюстрируют функциональные возможности редактора.

Поддерживается одновременное редактирование схемы и БД проекта с автоматическим поиском/созданием записи для указанного графического объекта. SCHEME DESIGNER имеет встроенный интерпретатор языка XSL, графическое и СУБД ядра. Типовыми XSL-расширениями редактора служат системы помощи в прорисовке больших схем, сканирования схем, кодогенерации, генерации данных, обработки БД при разработке комплексов типа САПР.

Редактор графических 2D объектов OBJECT DESIGNER предназначен для разработки “графических примитивов”, используемых редактором схем. Функциональность редактора иллюстрируют рис. 5...7. Кроме динамик в редакторе объектов можно параметрически за-

дать ассоциированные с данным графическим типом модельные переменные. На этапе исполнения на графической схеме можно указать объект и открыть окно значений его ассоциированных переменных. Механизм позволяет выделять “моделируемые объекты” (как регулярную совокупность данных) в пакетах, реализованных не по объектному принципу.

Транслятор F77-программ на C F2C выполняет задачу автоматической интеграции в систему F77-пакетов путем исполнения F77 → C трансляции. В ее процессе F2C строит БД программных имен, адресные таблицы доступа, осуществляет все необходимые интерфейсные преобразования, необходимые для внешнего подключения монитора исполняемого модуля и выполнения им своих функций. Поддерживает основные диалектные расширения и специфику кодогенерации некоторых F77-компиляторов. Допускает некоторые элементы F90 и inline-C вставки как собственное диалектное расширение. Проводятся работы по переходу на F90 → C++ трансляцию.

Встроенный интерпретатор языка сценариев XSL (eXecutable Script Language) присутствует в основных компонентах среды совместно с графическим и СУБД ядрами. В каждой из сред исполнения сценарии XSL обладают возможностями ее переконфигурирования и создания дополнительной системы меню и экранных форм, что позволяет (при необходимости на прикладном уровне) адаптировать базовые компоненты среды к конкретным проектам или технологическим направлениям. Основное назначение XSL-расширителей – выполнение специальных операций обработки схем и БД, дополнительного внешнего управления прикладным пакетом.

Модуль трехмерной визуализации и просмотра динамической мультимедиа-документации 3DV (3D Viewer) реализует функции отображения 3D сцен (рис. 11), 2D схем, а также связанной динамической мультимедиа-документации на базе HTML, XML. Обладает коммуникативными возможностями монитора ODA и является средой исполнения XSL-сценариев.

Формат трехмерных сцен и графическое ядро их отображения, аналогично двумерным схемам, реализуют принцип их внешнего самоподключения к управляющим переменным моделирующим программам. В силу больших ресурсных затрат на отрисовку 3D сцен в общем случае проблематично совместить графическое ядро и моделирующие программы в одном исполняемом модуле. Соответственно 3DV функционирует как отдельный клиент отображения, устанавливающий удаленное соединение с моделирующими пакетами на серверах расчетов. При достаточности вычислительных ресурсов роль моделирующих программ могут выполнить сценарии XSL непосредственно в среде 3DV.

Совмещение отображения схем и документации под управлением сценариев позволяет строить такие комплексы, как, например, ремонтный тренажер, обучающе-экзаменационная система, технологический справочник, экспертная система и т.п. Реализация внешних подключений к моделирующим комплексам позволяет отрабатывать режимы вывода оборудования из эксплуатации и подготовки к ремонту, ввода в эксплуатацию после ремонта, оценки его качества и др.

4. Аппаратные средства

Все компоненты SOBOL портатильны в семействе ОС Unix, функционируют на архитектурах INTEL, HP, SGI, SUN, DEC. Возможно построение гетерогенных вычислительных сетей (INTEL+SGI и т.д.). 3DV, средства просмотра 2D схем, F77-транслятор и ряд вспомогательных утилит могут функционировать также на платформе MS-WINDOWS.

Заключение

Использование “взламывающего” F77-транслятора для подсистемы моделирования снимает массу интерфейсных ограничений для разработчиков прикладных программ и одновременно дает базис для создания мощной самоподключающейся графической среды, применимой для как этапов проектирования, так и задач полномасштабной визуализации “проектной документации” в режиме реального времени. Коммуникативные интерфейсы, автоматически создаваемые в прикладных пакетах для графической системы, также могут быть использованы для организации многозадачных и распределенных вычислений, подключения интерпретируемых языков. Повсеместное внедрение в мониторы, редакторы, оболочки среды интерпретатора для языка внешнего управления со встроенным графическим и СУБД ядрами открывает возможность надстраивания среды на прикладном уровне программирования, что повышает универсализм системы и с существенным экономическим эффектом позволяет ее применить как единую платформу для поддержки многих аспектов жизненного цикла объектов ядерной энергетики.

Контактная связь: ЗАО НПП “Интердум”, Москва, тел./факс: (8)-499-196-93-78; Сосновоборская лаборатория, тел.: (8)-81369-23612, e-mail: sbl-bjn@laes.ru

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Яковлев К.Г., Малкин С.Д. и др.* Автоматизированная интерактивная система создания математических моделей для тренажеров и анализаторов // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1999, вып. 2. – С. 127 – 130.
2. *Гаврилов Д.В., Кишиневский Д.В., Масанов А.О. и др.* Автоматизированная система моделирования SimPort // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2000, вып. 3. – С. 32 – 44.
3. *Интернет* сайт VTT Finland <http://www.vtt.fi/aut/tau/ala/apros.htm>
4. *Gauthmann R.* Verification and validation simulator for the Lingao II Nuclear Power Plant in China. – CORYS TIMES, issue 3 – July 2006, p. 6 – 8.
5. *Sayet R.L., Rouault G., Pieroux D.* ALICES: an Advanced Object-Oriented Software Workshop for Simulators // Proc. of the 2nd CSNI Specialist Meeting on Simulators and Plant Analysers, p. 77 – 86, Technical Research Centre of Finland, 1999.
6. *Интернет* сайт STN ATLAS Elektronik <http://www.stn-atlas.de/>

Статья поступила в редакцию 12 декабря 2006 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2007, вып. 1, с. 51 – 64.

Использование виртуальной реальности при разработке тренажера для оперативного персонала разгрузочно-загрузочной машины для реакторов РБМК-1000

А.В. Алиев, А.А. Щукин, Д.В. Калинин,

ИЯЭ (филиал СПбГПУ), 188544, г. Сосновый Бор Ленинградской обл., ул. Солнечная, 41,

Ю.Н. Борский, М.Ю. Лавровский, Д.В. Привалова,

ЗАО НПП "Интердум", 123182, Москва, пл. акад. Курчатова, 1

Рассматриваются вопросы использования средств виртуальной реальности (VR) в промышленных тренажерах реального времени для объектов атомной промышленности на примере тренажера разгрузочно-загрузочной машины (РЗМ) для реактора РБМК-1000. Тренажер предназначен для обучения оперативного персонала АЭС, задействованного в операциях по перегрузке ядерного топлива на реакторе типа РБМК. Разработка оперативного тренажера РЗМ осуществлена международным коллективом с участием РНЦ "КИ", Норвежского института энергетики и Ленинградской АЭС. В 2006 г. тренажер РЗМ установлен на Курской и Смоленской АЭС.

Using of virtual reality for development of operating personnel simulator of refueling machine for RBMK-1000 reactor. A.V. Aliev, A.A. Shchukin, D.V. Kalinin, Yu.N. Borsky, M.Yu. Lavrovsky, D.V. Privalova. Described is implementing Virtual Reality – based approach in operational personnel training using Simulator for Refuelling Machine of RBMK NPP Unit. This simulator is developed by joint team of RNC KI, Leningrad NPP and IFE (Norway) in 2000...2005. Implemented are refuelling operations including emergency modes and malfunctions. Distinct feature of this simulator is real-time VR environment where trainee learns operation of all the complex machinery behind his remote Control Unit that is impossible to view in reality due to environmental hazards. VR-based approach supercedes traditional paper- and strict soft-panel simulator based training and proved to be very effective tool in RM personnel training. Since 2006 similar simulators are being developed and deployed to Kursk and Smolensk NPP.

1. Операции перегрузки топлива в реакторе РБМК-1000. Конструкция РЗМ

Устройство реактора типа РБМК позволяет устойчиво и на полной мощности осуществлять в оперативном режиме операции по перегрузке ядерного топлива. Обычно в план включается до 400 операций в год по перегрузке топлива (извлечение отработавшей топливной либо поврежденной кассеты и ее замена на свежую топливную сборку). Ошибки, связанные с человеческим фактором, во время выполнения этих операций могут привести к остановке энергоблока, утечке радиации и, таким образом, существенно повлиять на безопасность работы АЭС и ее производительность. Перегрузки выполняются с применением специальной РЗМ (рис. 1). *(Все рисунки к статье помещены на цветной вкладке.)*

Основными элементами РЗМ являются контейнер и скафандр (рис. 2). Контейнер служит основанием для скафандра, размещения оборудования, механизмов РЗМ и выполняет функции биологической защиты. На контейнере смонтированы лестницы и фермы обслуживания, на которых установлены арматура, баки, трубопроводы технологических систем, а также расположены электрические и ручные привода, управляющие кинематическими механизмами внутри скафандра, с которыми они соединены через специальные герметичные проходки.

Скафандр представляет собой герметичную, вертикально установленную конструкцию цилиндрической формы общей длиной более 20 м и внутренним диаметром около 500 мм, внутри которого размещены механизмы, участвующие в технологических операциях по перегрузке топлива:

- 4-х местный вращающийся магазин револьверного типа (рис. 3) для размещения специзделий (отработанные и свежие топливные модули, дополнительные поглотители, аварийные пробки и т.д.);
- перецепка для установки специзделий в гнездах магазина;
- герметизирующие запорные устройства (шибера);
- захват с цепным приводом и специальными держателями перемещения специзделий;
- стыковочный патрубок для герметичной плотной стыковки с каналами активной зоны;
- ключ герметизации и т.д.

Контейнер плотно закреплен в каркасе подвижной тележки крана, передвигающейся в поперечной плоскости центрального зала (ЦЗ) по рельсовым путям, смонтированным на подвижном мостовом кране. Мостовой кран в свою очередь передвигается вдоль ЦЗ по рельсовым путям, размещенным на стенах ЦЗ. Таким образом, РЗМ может перемещаться и позиционироваться с высокой точностью в любую точку в пределах ЦЗ посредством электроприводов моста и тележки. В нижней части контейнера установлен специальный выдвижной оптический прибор для контроля за перемещением РЗМ и ее точным позиционированием над выбранным для перегрузки технологическим каналом (ТК).

В нижней части РЗМ располагается специальная кабина (рис. 4), откуда оператор РЗМ управляет передвижением машины и выполняет операции точного наведения РЗМ на выбранный для перегрузки топливный канал. Основное управление механизмами РЗМ в процессе перегрузки топлива осуществляется дистанционно из специального пультового помещения (рис. 5), отделенного от ЦЗ и обеспечивающего радиационную защиту персонала, выполняющего перегрузку.

2. Аналитический тренажер РЗМ с использованием виртуальной реальности

В этом проекте традиционный функционально-аналитический тренажер (ФАТ) с компьютерными панелями расширен динамическими 3D моделями конструктивных элементов ЦЗ реактора, оборудования и механизмов РЗМ (рис. 6). Эта особенность значительно облегчает изучение общей конструкции РЗМ, понимание технологических процессов и повышает эффективность процесса обучения. Обучаемый, управляя тренажером РЗМ, воздействует на органы управления, прорисованные на видеокадрах панелей управления, при помощи компьютерной “мыши” или с применением сенсорных экранов. При этом все выполняемые операции синхронно отображаются в реальном масштабе времени на нескольких экранах ВР с различной степенью детализации (на рис. 6 пример 3D изображения для трех экранов ВР). Специальная программа управления отображением ВР автоматически осуществляет:

- однозначную идентификацию типовой технологической операции на основе анализа совокупности модельных переменных тренажера;
- выбор точки зрения и степени детализации 3D изображения для каждого из экранов ВР;
- задание необходимых параметров прозрачности корпусных элементов РЗМ, обеспечивающих оптимальную визуализацию текущей технологической операции;
- синхронное переключение согласованных видов 3D изображений на экранах ВР при переходе тренажера РЗМ от одной технологической операции к выполнению следующей.

Опыт эксплуатации ФАТ РЗМ показал, что для визуализации 3D объектов тренажера РЗМ необходимы три отдельных экрана ВР, что обеспечивает демонстрацию сцен ВР с оптимальной степенью детализации изображений оборудования и механизмов РЗМ в процессе выполнения основных типовых технологических операций для всех режимов эксплуатации РЗМ.

Использование ФАТ РЗМ позволяет в принципе реализовать такой уровень визуализации разнообразных процессов, который не может быть достигнут ни на каких других тренажерных средствах, а также на действующем оборудовании [1]. В ходе маневрирования

РЗМ оператор ориентируется на специально разработанные с применением векторной графики 2D видеокадры, чтобы выполнить точное наведение РЗМ на ТК. Как дополнение к этому используются ВР-обзоры для контроля за положением РЗМ в ЦЗ, ее размещением над заменяемым топливным модулем или при перемещении РЗМ на заранее отведенное для нее место стоянки в реакторном зале (рис. 7).

Как и в реальной жизни, РЗМ на тренажере может быть позиционирована с точностью ± 1 мм в ЦЗ размером 24×52 м. Тренажер РЗМ подключен к полномасштабному тренажеру ПМТ III блока ЛАЭС, что позволяет проводить комплексную тренировку смены блока и максимально адекватно осуществлять в реальном времени технологическую последовательность операций с имитацией нейтронно-физических, теплогидравлических и механических взаимодействий между активной зоной реактора, топливным модулем и перегрузочным комплексом РЗМ [2]. Тренажер предоставляет возможность в полном объеме выполнять технологические операции и наблюдать за процессом перегрузки топлива на каждом этапе: от общего вида верхнего реакторного зала и маневрирования РЗМ до выгрузки отработавших топливных кассет в бассейн временного хранения. В обучающие тренажерные программы включены некоторые неисправности, приводящие к авариям, среди которых утечка из негерметичной топливной кассеты, повреждение механизмов внутри скафандра, некачественные герметизация и разгерметизация канала и т.д.

Моделирующий комплекс РЗМ разрабатывался и работает в операционной среде Linux. Система отображения ВР функционирует под Windows. ФАТ РЗМ с элементами ВР представляет собой двухплатформенный распределенный тренажерный комплекс с системой высокоскоростных двухсторонних обменов большими потоками данных, который состоит из 12 мониторов, подключенных к 7 компьютерам, объединенным в локальную вычислительную сеть на базе протокола TCP/IP. Локальная вычислительная сеть ФАТ РЗМ соединена с вычислительной сетью ПМТ III блока ЛАЭС. Дисплеи распределяются следующим образом:

- 6 мониторов для отображения видеокадров пультов РЗМ;
- 4 монитора и проектор для отображения РЗМ средствами ВР;
- 2 монитора инструкторской станции.

Тренажерный комплекс РЗМ размещается в отдельном учебном классе (рис. 8). Его конструкция обеспечивает возможность индивидуального и группового обучения [3].

3. Разработка 3D моделей применительно к тренажерным и моделирующим системам реального времени

Использование средств виртуального моделирования является относительно новым направлением при создании тренажерных и моделирующих комплексов реального времени для объектов энергетики. Создание и управление объектами ВР представляет собой сложную комплексную задачу, которая в каждом конкретном случае должна учитывать весь спектр возможных состояний оборудования при его работе в нормальных эксплуатационных и аварийных режимах. Исходя из этого, должны выбираться степень детализации и возможные сценарии визуализации, учитываться характер взаимодействия 3D моделей с программами моделирования физических процессов.

Разработка программ интерактивной трехмерной визуализации состоит из нескольких взаимосвязанных частей:

- сбора данных о моделируемом объекте. Источником данных могут быть чертежи, фотографии, видеофрагменты, схемы, различные виды технических описаний, САД-модели, сгенерированные с помощью САПР. Чем больше будет собрано информации о моделируемом объекте, тем точнее и более фотореалистичным будет 3D графический объект;
- прорисовки элементов оборудования в одном из стандартных пакетов 3D моделирования;

- обеспечения фотореалистичности и узнаваемости изображения оборудования;
- обеспечения возможности выделения особо значимых функциональных деталей объектов;
- выбора необходимого уровня детализации элементов оборудования. Чертежи конструкций и САД-модели – основа 3D моделирования, однако точное моделирование по чертежам и САД-моделям может привести к снижению производительности ФАТ РЗМ из-за большого объема второстепенных деталей. К тому же структура элементов в чертежах и САД-моделях в большинстве случаев отличается от структуры моделируемого 3D объекта;
- разработки иерархической системы группировки элементов оборудования и определения параметров прозрачности элементов РЗМ для визуализации деталей оборудования, скрытых внутри внешних корпусных элементов. Кинематические схемы и техническая документация дают информацию о динамике 3D объекта. Такая информация позволяет осуществить сборку модели, сгруппировав объекты по динамике, т.е. по движению, и реализовать 3D анимацию;
- создания перечня переменных и интерфейса интерактивного взаимодействия с пользователем, программами моделирования или сигналами, реально снимаемыми с физического объекта.

Требования к 3D моделям предъявляются весьма разноречивые. Их реализация напрямую требует гигантских вычислительных ресурсов и соответственно уникальных компьютеров, применение которых может себе позволить только небольшое количество крупных научных центров. При реализации задачи 3D моделирования всякий раз приходится искать компромисс между степенью детализации, фотореалистичностью виртуальной модели объекта и возможностями, а соответственно и стоимостью необходимой для этого вычислительной техники. Задача системы управления процессом 3D моделирования состоит в том, чтобы, с одной стороны, в полной мере обеспечить вышеперечисленные этапы разработки программ пространственной визуализации, а с другой стороны, минимизировать нагрузку на базовые математические программы моделирующего комплекса со стороны программ ВР. В идеале подключение подсистемы ВР к моделирующему комплексу не должно оказывать никакого влияния на функционирование последнего.

Управление процессом взаимодействий виртуальных объектов в пространстве трехмерных сцен должно осуществляться либо напрямую переменными моделирующего комплекса или с использованием небольших вспомогательных программных модулей, в которых производится пересчет управляющих переменных 3D объектов на основе переменных моделирующего комплекса.

РЗМ – сложный механизм с множеством подвижных деталей. Поэтому при создании трехмерных графических моделей этой конструкции применены многочисленные машиностроительные чертежи с погрешностью размеров изображенных деталей менее 1 мм. Такая точная прорисовка важных функциональных деталей значительно увеличивает реалистичность их изображения. Чтобы обеспечить их большую достоверность, в объекты включены знакомые детали, такие как болты, шпильки, гайки и т.д. Хотя эти элементы являются в объектах второстепенными, они усиливают правдоподобие изображения.

Требование реалистичности трехмерных моделей вызвало необходимость ввода различных деталей, которые свидетельствовали бы об их промышленном происхождении. При моделировании РЗМ использовано несколько методов для придания объектам “промышленного вида”: на них изображались места соединения деталей, швы сварки, цвет покраски, различные малозначащие элементы конструкции. В целях экономии аппаратных ресурсов эти элементы изображены не с прорисовкой геометрии, а при помощи текстур.

Материал, из которого изготовлены элементы РЗМ, – это сталь, которая визуалью представляется как материал серебристого цвета с особыми значениями параметров диффузного и зеркального отражения. С целью улучшения представления графической информации поверхности некоторых особо значимых элементов конструкции РЗМ выделены ярким цветом.

Заключение

Разработанный ФАТ РЗМ с системой ВР служит прекрасным наглядным пособием при изучении конструкции данной установки и применяется как для первоначального обучения, так и в процессе переподготовки персонала, занятого на операциях по перегрузке ядерного топлива с использованием РЗМ. Функционально-аналитические тренажерные комплексы, дополненные системой ВР, позволяют наглядно увидеть процессы, происходящие внутри производственных установок, повышают качество обучения и тем самым снижают вероятность возникновения аварийных ситуаций по вине персонала [4].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Rakitin I. et al.* Use of Simulators for RBMK Reactors' Safety Upgrade and HMI Improvement // Proc. of ANS 2000 Int. Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Controls, and Human-Machine Interface Technologies (NPIC&HMIT 2000), Washington, DC, November 13 – 17, 2000.
2. *Aliev A. et al.* RBMK Full Scope Simulator Gets Virtual Refuelling Machine / Presented at OECD EHPG Meeting 2002, Storefjell, Norway, Halden, Norway, OECD Halden Reactor Project.
3. *Щукин А.А., Алиев А.В., Калинин Д.В., Борский Ю.Н., Привалова Д.В.* Тренажер разгрузочно-загрузочной машины на основе виртуальной реальности для реакторов РБМК-1000 / Конф. "Технические средства обучения персонала", г. Десногорск, 24 – 28 марта 2003 г.
4. *Aliev A. et al.* Extending the Features of RBMK Refuelling Machine Simulator with a Training Tool Based on Virtual Reality / Presented at EHPG Meeting 2004, Sanderfjord, Norway, 9 – 14 May, OECD Halden Reactor Project.

Статья поступила в редакцию 12 декабря 2006 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2007, вып. 1, с. 65 – 69.

УДК 621.039.5

Разработка программного обеспечения для создания, отладки и тестирования моделей цифровых СКУ АЭС нового поколения на основе проектных данных

А.И. Айзатулин,

ВНИИАЭС, 109507, Москва, Ферганская ул., 25

Рассматриваются проблемы, возникшие при разработке полномасштабных тренажеров, в области создания моделей цифровых систем контроля и управления (СКУ) на стадии проектирования АЭС (опыт полномасштабных тренажеров Тяньваньской и Куданкуламской АЭС). Описывается специально созданное программное обеспечение для анализа и тестирования алгоритмов СКУ. Формулируются методологические требования к созданию новых средств разработки моделей СКУ.

Software development for creation, debugging and testing the NPP last generated digital I&C models on the basis of the design data. A.I. Aizatulin. The problems stand up with development full-scope simulators are considered, in the field of creation of models of digital I&C systems at stage of designing NPP (experience of Tianwan and Kudankulam full-scope simulators). The special software created for the analysis and testing of I&C algorithms is described. The methodological requirements for creation of new development facilities of I&C models are formulated.

Опыт создания полномасштабных тренажеров энергоблоков АЭС с математическим моделированием на компьютерных системах насчитывает в России уже 15 лет. За это время созданы и успешно функционируют несколько десятков тренажеров.

Созданные в разные годы тренажеры можно классифицировать по разным критериям (вычислительная производительность компьютеров, степень адекватности моделирования, погрешность расчета и т.д.). Однако до последних лет практически все тренажеры имели одну общую характеристику – они создавались для действующих энергоблоков, т.е. на момент начала моделирования имелись все необходимые проектные данные. Кроме того, поскольку объект моделирования реально существует и работает, практически все возникающие вопросы при создании модели можно уточнять, используя данные различных экспериментов или непосредственно на площадке в ходе общения с персоналом.

Соответственно имеется вся необходимая документация для написания программ тестирования математических моделей технологических систем тренажера. Также существуют различные инструкции и регламенты (проверенные временем), позволяющие проводить комплексные испытания тренажера, включая проведение всех штатных и необходимых для анализа и обучения аварийных процессов (выход на номинальную мощность, расхолаживание, различные отказы оборудования, разрывы трубопроводов и т.д.).

СКУ существующих энергоблоков проектировалась и вводилась в эксплуатацию в 60...80 годах. Автоматика строилась на элементной базе “с жесткой логикой”. Логические схемы управления и защиты представляли собой достаточно простые алгоритмы, которые за редким исключением обслуживали конкретное устройство (задвижка, насос, регулятор) или группу однотипных устройств. Практически любая схема могла быть проанализирована умозрительно. Математическое описание такой СКУ не представляло особой сложности, более того, в большинстве случаев ее программирование сводилось к кодированию по логическим схемам. Модель СКУ не выделялась в отдельную подсистему тренажера (за исключением реакторных защит и логики управления стержнями СУЗ), а представляла собой отдельные логические сегменты в физической модели технологических систем.

Технология (ее можно уже назвать “классической”) создания тренажеров для таких энергоблоков была испытана временем, и главная задача создателей таких тренажеров заключалась фактически в соблюдении этой технологии. Однако, начиная с 2000 г., в тренажеростроении появились проекты, создание которых обусловлено двумя новыми факторами – окончание разработки тренажера до пуска энергоблока в эксплуатацию и использование СКУ нового, цифрового поколения. Эти обстоятельства в корне меняют сам принцип создания тренажеров по классической схеме.

Реализация цифровых СКУ нового поколения сегодня представлена двумя аппаратно-программными комплексами – “TELEPERM XP/XS” (Сименс, Германия) на Тяньваньской АЭС (Китай) и ТПТС-51 (“TELEPERM ME”) на АЭС Куданкулам (Индия), Бушер (Иран) и Калинин-3. Основным отличием этих СКУ являются возрастающая роль автоматики и уменьшение количества операций персонала по управлению конкретным оборудованием. Управление оборудованием заменяется управлением процессами (с помощью группового и подгруппового управления). Все это предопределяет существенное увеличение количества алгоритмов и их сложности. Алгоритмы представляют собой совокупность отдельных небольших логических схем (функциональные планы), собранных из различных логических (функциональных) блоков.

Связь между функциональными планами, а также с функциональными блоками управления оборудованием осуществляется через аналоговые и бинарные сигналы. Количество планов достигает нескольких тысяч (для Тяньваньской АЭС – 20 тысяч), многие планы занимают несколько страниц (до 50 в алгоритмах подгруппового управления). Большинство функциональных блоков содержит параметры, которые определяют функции данного блока

или значение выходных сигналов. У сложных блоков количество таких констант может достигать нескольких десятков. Понятно, что такой объем логики и данных не нагляден для анализа. Кроме того, новые средства и идеология управления требуют внедрения новых алгоритмических подходов, которые ранее не применялись, что требует их серьезной последующей проверки и настройки.

Также меняется сам принцип управления. Панели и пульта с приборами остаются только для дополнительного или резервного управления. Штатное управление переводится на мониторы компьютеров. Ключи, кнопки и лампы заменяются “мышкой” и видеокадрами. Количество видеокадров исчисляется несколькими сотнями.

Ясно, что для создания модели таких СКУ необходимы новые средства разработки. Причем эти средства должны, прежде всего, уметь создавать модель в автоматическом режиме по проектным данным СКУ, т.к. ручное “рисование” алгоритмов в редакторе и тем более ручное кодирование невозможно не только из-за большого объема такой работы, но и из-за опасности внесения большого количества дополнительных ошибок.

Другой новый фактор – изготовление тренажера до пуска энергоблока. Например, для Куданкуламской станции разрыв составляет 1 год, для Тяньваньской – 2 года. Это означает, что создание тренажера осуществляется по проектным и рабочим данным. Такие данные имеют три принципиальных “минуса” – они содержат большое количество различных ошибок (проектные, случайные и др.), они неполные (что-то не до конца спроектировано) и не являются окончательными (вносятся изменения проектантом). Это принципиально противоречит “классической концепции” создания тренажера, когда к моделированию приступают после практически полного сбора данных об объекте.

С этим на практике столкнулись разработчики тренажеров Тяньваньской и Куданкуламской АЭС. Им пришлось на ходу менять тренажерную технологию и создавать новые средства разработки.

Модель СКУ тренажера Тяньваньской АЭС поставляет фирма Сименс – разработчик СКУ для станции. Данная СКУ имеет следующие основные подсистемы: “AS-620” – автоматика нормальной эксплуатации (СКУ нижнего уровня), “OM-690” – система верхнего блочного уровня (СВБУ), “ES-680” – инженерная станция для создания и изменения данных в “AS” и “OM”. Срок пуска Тяньваньской станции предполагался в конце 2004 г., а тренажера в конце 2002 г. Этот срок неоднократно переносился главным образом по причине многочисленных ошибок различных типов и недоделок в модели логики и видеокадрах.

Первым типом ошибок служат расхождения между моделями технологических систем и СКУ. Проектанты технологических систем ведут базу данных (проектная база) по оборудованию (задвижки, насосы, регуляторы, датчики и т.д.). Разработчики СКУ (Сименс) поддерживают аналогичную базу (база СКУ) самостоятельно. По первой базе на тренажере создавалась физическая модель технологических систем, по второй – интерфейс моделей систем с моделью СКУ. В результате часть оборудования имелась в одной базе и отсутствовала в другой и наоборот. Для проверки и выдачи проектантам АЭС расхождений написана соответствующая программа сравнения.

Вторым типом ошибок (самым многочисленным) стали значения и размерности уставок в алгоритмах защит и блокировок. Просмотр значения конкретной уставки, используемой в модели СКУ, возможен непосредственно с экрана инженерной станции ES-680. Проектные значения уставок находятся в технологической базе. Быстро пришло понимание, что проверять надо практически все уставки, но, учитывая, что их количество составляет несколько тысяч и они находятся на более чем десяти тысячах функциональных планах, ручное сравнение оказалась неэффективным. Встал вопрос об автоматизации этой задачи.

Для ее решения проведено изучение структуры базы данных “ES-680” и создан программный продукт, дающий необходимые данные непосредственно из модели СКУ. Это по-

зволило создать программный комплекс ERRINTER, работающий с данными модели СКУ и автоматически сравнивающий информацию с данными таблиц проектанта. Результат сравнения представляется в удобном виде для дальнейшего анализа расхождений. Развитие комплекса дало возможность сравнивать и другие параметры в модели логики СКУ и видеокадрах "ОМ-690".

Третий тип ошибок связан непосредственно с алгоритмами. Для каждого оборудования в логике имеется функциональный план, в котором определены все управляющие сигналы (защита, автоматика, разрешения и др.) этого оборудования. В случае неадекватного поведения какого-то оборудования необходим анализ этого плана. В первых версиях модели СКУ таких ошибок было достаточно много, и появилась необходимость предварительного анализа логики большого количества функциональных планов с привлечением дополнительных специалистов (технологов и наладчиков) с площадки энергоблока.

Трудность этой задачи состояла в специфическом представлении логики инженерной станцией "ES-680", что затрудняло анализ неподготовленных специалистов, особенно на первых этапах. Кроме того, инженерная станция создавала только распечатки и не имела возможность скопировать информацию в электронном виде. Для решения этой проблемы создана первая версия пакета "TREELOG/ТХР", которая из данных "ES-680" (данных модели) воссоздает алгоритмы для основных управляющих входов функциональных блоков управления. Эти алгоритмы могут быть представлены в виде традиционного логического дерева с применением ключевых логических элементов (И, ИЛИ, НЕ и др.) в электронном виде.

В марте 2003 г. немецкая сторона представила на тренажер очередную, достаточно полную версию модели СКУ. Так как она разработана не специально для тренажера, а уже являлась копией блочной версии, интерес к ее функционированию проявляли многие подразделения и дирекция стройки АЭС. Однако количество ошибок в этой версии также оставалось критическим. К этому моменту разработчики тренажера уже имели необходимые программные средства для быстрого анализа ошибок. В связи с этим руководством строительства станции было принято уникальное решение – провести предварительное тестирование блочной версии алгоритмов СКУ на полномасштабном тренажере.

Процесс тестирования проводился в мае 2003 г. в течение месяца. Для его выполнения были привлечены российские специалисты с площадки энергоблока – оперативный персонал, инструкторы, представители российских проектных организаций. Тестирование проводилось в стационарных режимах, режимах пуска/останова блока и некоторых переходных режимах. Результаты тестирования оформлялись в виде протоколов и технических решений и передавались проектному институту для оперативного внесения корректировок в стационарные алгоритмы до начала пусконаладочных работ на энергоблоке.

Программа тестирования состояла из 24-х процедур, разбитых на пять этапов [1]. Часть процедур выполнялась с помощью описанного выше программного обеспечения. Результаты тестирования по этим процедурам таковы:

- выявлено следующее количество расхождений в значениях уставок защит и блокировок в алгоритмах логики СКУ по сравнению с данными, предоставленными проектантом: в блоках "аналоговый датчик" – 993 из 5 551, в блоках "блок сравнения" – 69 из 127, в блоках "гистерезис" – 186 из 1 265;
- выявлено 610 единиц оборудования, имеющегося в проектной базе данных, предоставленной проектантом, и отсутствующего в алгоритмах управления логики СКУ, и 363 единицы оборудования в СКУ, которое не заявлено в проектной базе;
- выявлено 376 расхождений в значениях времени хода арматуры в модели СКУ с данными, предоставленными проектантом;

– получена в алгоритмическом виде логика СКУ в части защит и блокировок из функциональных планов “ES-680” и проанализирована на предмет ошибок с внесением соответствующих изменений;

– проведено сравнение состава сигналов и объектов управления на видеокдрах “OM-690” и в базе данных инженерной станции “ES-680” (выявлено 1 510 несоответствий);

– проведен автоматический анализ коэффициентов регуляторов. Анализ блоков констант выявил наличие 22-х пустых (не заданных) значений и 147-ми констант, нуждающихся в настройке.

По этим и другим результатам тестирования выпущено более 10 обобщенных технических решений о необходимости изменений проекта СКУ.

Перечисленные выше ошибки выявлены с помощью специально разработанного программного обеспечения вне технологии создания тренажера. Так как описанная выше версия модели СКУ была не последней, использование этих программ фактически влилось в технологический процесс. Параллельно с созданием тренажера шла работа по их дальнейшему развитию. В частности, созданы просмотрщик (“viewer”) функциональных планов (без инженерной станции “ES-680”) и вторая версия пакета “TREELOG/THP”, способная представлять логику модели СКУ на языке Фортран. Это позволило проводить динамический анализ конкретных функциональных планов, причем просмотрщик показывает текущее значение того или иного сигнала. На базе этого создана 0-версия аналитического тренажера Китайской АЭС без применения программного обеспечения фирмы Сименс.

С практически такими же, а также с новыми проблемами столкнулись разработчики при создании тренажера Куданкуламской АЭС. Проект Куданкуламской АЭС разрабатывается только российскими специалистами. В части СКУ используется ТПТС-51, также имеющая инженерную станцию. После создания проекта логики инженерная станция создает специфический машинный код “STEP-M”, который передается в исполнительные стойки ТПТС. Для тренажера также необходим этот код, так как по нему с помощью технологии ГЕНТА (ДЖЭТ, ВНИИАЭС) автоматически создается модель СКУ на языке С.

Технология проектирования СКУ Куданкуламской АЭС имеет несколько этапов. На первом технологи создают техническое задание на алгоритмы в виде блок-схем. Часть проектных организаций создает их в формате редактора “MS WORD”, часть – в пакете АВТОКАД. Данные алгоритмы не соответствуют идеологии ТПТС. На втором этапе проектанты автоматизируют пересматривают эти данные, приводят их к идеологии ТПТС и перерисовывают в АВТОКАДЕ в формате, близком к формату инженерной станции (прообразы функциональных планов). На третьем разработчики проекта СКУ по прообразам создают непосредственно функциональные планы на инженерной станции, внося необходимые изменения.

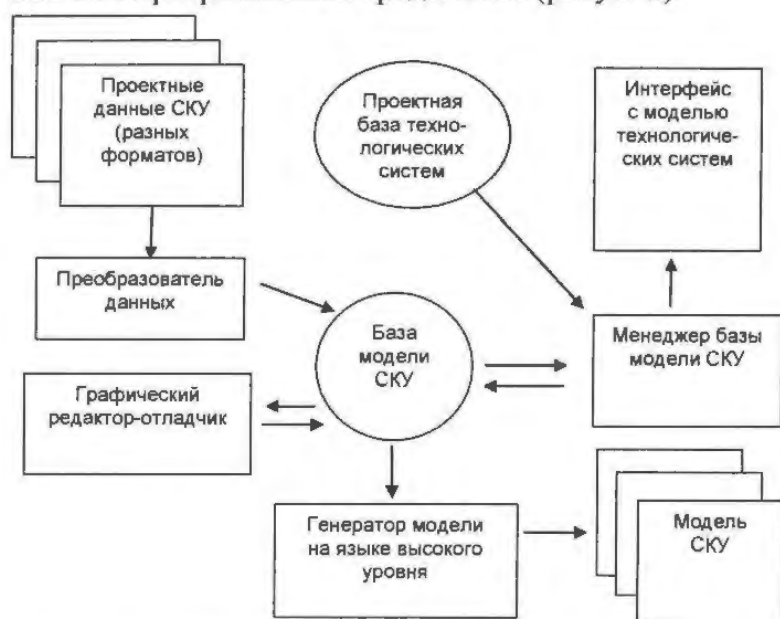
Основная проблема этого тренажерного проекта – сильное отставание разработки проекта логики для ТПТС, связанное в том числе с годовой разницей между пусками тренажера и блока. Фактически в распоряжении тренажерщиков находятся только рабочие данные по алгоритмам защит и блокировок в формате “WORD” и АВТОКАД.

Для моделирования СКУ по этим данным за короткие сроки создан программный пакет “LOGICOD”. Его первая версия имеет ограниченную функциональность и предназначена для создания графического представления и параметризации логических алгоритмов и их автоматической генерации в программные коды на языке Фортран. Предполагается, что вторая версия будет иметь функции отладки. “LOGICOD” разработан по идеологии ТПТС, т.е. определяет сигналы управления для функциональных блоков управления оборудованием.

Количество имеющихся алгоритмов приблизительно равно 2 000. Чтобы избежать ручного рисования такого объема, параллельно с “LOGICOD” создан преобразователь алгоритмов формата “WORD” в формат “LOGICOD”. Алгоритмы в формате АВТОКАД (30 % от общего числа) рисовались вручную. Так как алгоритмы не адаптированы к ТПТС, также вручную вводились необходимые изменения (после предварительного анализа).

Многие проблемы, встретившиеся на Тяньваньском проекте, повторялись и здесь. Имеющаяся проектная база, по которой создается физическая модель технологических систем, периодически меняется проектантом. Добавляется новое оборудование, удаляется или переименовывается имеющееся, что приводит к нестыковке с моделью логики. Проблемы с неправильными уставками или их размерностями также приводят к необходимости их автоматического сравнения. Все изменения осуществляются вручную. С какого-то момента модель SKU становится самостоятельным проектом, т.е. в ней присутствует большое количество решений, принятых разработчиками тренажера без проектных организаций. Отдельной задачей являются настройка регуляторов и моделирование СВБУ.

Таким образом, опыт создания двух тренажеров в условиях неполных, неточных, периодически меняющихся данных, с новой системой контроля, управления и отображения вынуждает сделать вывод о необходимости разработки новой технологии создания тренажеров с новыми программными средствами (рисунок).



Структура программного обеспечения для создания моделей SKU

- просмотр информации в базе модели с выдачей отчетов по запросам,
- редактирование данных,
- генерация интерфейсной информации для связи с моделями технологических систем,
- ведение архива изменений.

Кроме того, менеджер должен исполнять функции сравнения данных в базе модели SKU, полученной по проектным данным SKU, с данными проектной базы технологических систем. Полученные расхождения должны выдаваться в виде, пригодном для анализа с возможностью быстрого внесения изменений в базу модели.

Для графической работы с алгоритмами предназначен графический редактор. В режиме работы модели редактор также должен выполнять функции отладчика. Для создания модели SKU служит автоматический генератор. Он создает модель на языке высокого уровня с описанием применяемых переменных и констант в формате, совместимом с системой разработки тренажера.

При разработке данного комплекса должны выполняться следующие требования:

- построение комплекса должно быть модульным, т.е. каждая функция должна быть локализована в отдельном программном модуле;
- каждый программный модуль должен иметь доступный открытый интерфейс;

Исходными данными служат проектные данные SKU и проектная база технологических систем. Информация, необходимая для создания модели SKU, находится в базе модели SKU. Ее первоначальное заполнение происходит автоматически преобразователем, способным работать с основными форматами представления проектных данных (алгоритмы "MS WORD" и АВТОКАД, прообразы функциональных планов ТПТС, данные "ES-680"). В базе модели SKU содержатся алгоритмы и необходимые параметры. Для ее обслуживания должен быть разработан менеджер базы. В его задачи входят:

- должны использоваться такие программные механизмы, которые могли бы легко наращивать комплекс новыми функциями;
- должны быть максимально применены как уже имеющиеся программные наработки, так и программные продукты сторонних производителей с открытой архитектурой.

Так как исходные данные на стадии проектирования и наладки энергоблока претерпевают частые изменения, необходимы следующие требования к структуре данных базы модели и организации взаимодействия с ней:

- должна использоваться косвенная адресация в наименовании оборудования, т.е. если конкретное оборудование меняет свой идентификатор, это изменение в базе модели должно автоматически отразиться во всех алгоритмах, программных модулях, переменных и данных, где оно применяется;
- это же требование относится и к данным (значение уставок, задержки, времена и т.д.);
- должна выполняться автоматическая проверка на все имеющиеся или появляющиеся входные связи в алгоритмах на предмет их определения как выходных в соответствующем алгоритме. В случае отсутствия этого определения, данный сигнал должен иметь особый статус;
- размерность аналоговых датчиков должна определяться как соответствующий множитель, используемый при расчете сравнения с уставкой. Изменение размерности должно автоматически менять расчет сравнения с уставкой;
- в случае внесения тех или иных изменений в алгоритмы или параметры должен иметься механизм автоматического определения, для какой части модели должна быть проведена повторная генерация;
- все изменения в базе модели (алгоритмы, данные и др.) должны автоматически отслеживаться в архиве изменений.

Заключение

Создающийся программный комплекс, удовлетворяющий указанным выше требованиям, должен существенно помочь разработчикам тренажеров при создании моделей в условиях сегодняшнего дня, в частности, находить и исправлять проектные ошибки, которые, конечно, неизбежны на стадии создания таких сложных систем, как цифровая СКУ.

ЛИТЕРАТУРА

1. Айзатулин А.И., Жукавин А.П., Исламов В.Ю., Лысов Д.А. Тестирование алгоритмов АСУ ТП на полномасштабном тренажере Тяньваньской АЭС в Китае. IV межд. научно-техн. конф. "Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики". Москва, ВНИИАЭС, 16 – 17 июня 2004. – С. 289 – 291.

Статья поступила в редакцию 23 декабря 2005 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2007, вып. 1, с. 69 – 75.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

УДК 621.039

Экспериментальные погрешности и возможность их компенсации при определении эффективности аварийной защиты и дифференциальной эффективности группы ОР СУЗ в реакторе ВВЭР-1000

А.А. Пинегин, Б.Е. Шумский,
МИФИ (ТУ), 115409, Москва, Каширское шоссе, 31

Представлен анализ экспериментальных погрешностей при определении величины введенной реактивности на минимально контролируемом уровне (МКУ) мощности в реакторе ВВЭР-1000. Приводятся оценки неопределенности в величине реактивности, связанные с неоднозначностью выбора набора параметров кинетики. Предлагается процедура компенсации пространственных эффектов реактивности.

Experimental uncertainties and possibility of their compensation while defining effectiveness of safety protection system and differential effectiveness of control rod group in a reactor VVER-1000. A.A. Pinegin, B.E. Shumsky. Analysis is presented for experimental uncertainties while defining a value of inserted reactivity at minimum controllable power level in a reactor VVER-1000. Estimations are presented for an uncertainty of reactivity value due to an uncertainty in choosing a set of kinetics parameters. Procedure is proposed for a compensation of spatial reactivity effects.

В начале каждой кампании в реакторах ВВЭР-1000 на МКУ мощности проводится серия экспериментов, среди них определение эффективности аварийной защиты (АЗ) и дифференциальной эффективности группы ОР СУЗ. Результаты обоих экспериментов часто значительно отличаются от расчетных значений, и это отличие превосходит сумму заявленных погрешностей эксперимента и расчета. Проблеме анализа причин наблюдаемых расхождений посвящены многочисленные публикации [1...5].

При определении эффективности АЗ в активную зону (а.з.) сбрасываются ОР СУЗ всех групп. В ряде случаев имитируется застревание одного из ОР СУЗ на верхнем концевике в течение 20...40 с, после чего "застрявший" ОР СУЗ добрасывается в а.з.

При определении дифференциальной эффективности группы ОР СУЗ производится ее пошаговое опускание (извлечение) на фоне равномерного изменения концентрации борной кислоты. Величина перемещения на каждом новом шаге обеспечивает компенсацию изменения реактивности, вызванного уменьшением (увеличением) концентрации борной кислоты, имевшим место со времени предыдущего перемещения группы ОР СУЗ. Время между перемещениями обычно составляет 50...200 с.

В обоих экспериментах реактивность реактора определяется методом обращенного решения уравнений кинетики (ОРУК), в котором в качестве мощности реактора применяются токи ионизационных камер (ИК), расположенных в каналах биологической защиты. Наблюдаемые отличия расчетных и экспериментальных значений реактивности связаны с погрешностями как расчета, так и экспериментов. Настоящая статья посвящена анализу наиболее значительных составляющих экспериментальной погрешности.

Основными источниками экспериментальной погрешности являются:

- неадекватность используемого набора параметров кинетики в методе ОРУК реальному составу а.з. (константная погрешность);

- задержки в формировании асимптотического распределения потока нейтронов (пространственные эффекты реактивности);
- приборные погрешности.

1. Константная погрешность

Оценка величины введенной реактивности зависит от параметров кинетики, применяемых в методе ОРУК. В идеальном случае параметры кинетики должны соответствовать фактическим значениям параметров кинетики а.з. при ее точечном представлении. Отличия в значении реактивностей при использовании различных наборов параметров кинетики могут достигать 10 и более процентов от величины введенной реактивности.

В современных исследованиях по кинетике реакторов применяются наборы параметров кинетики из нескольких библиотек нейтронно-физических данных и полученные отдельными авторами. Ниже в анализе используются групповые характеристики запаздывающих нейтронов, предложенные в следующих библиотеках оцененных ядерных данных или отдельными авторами: БНАБ-93 [6], JENDEL-3.3 [7], ENDF/B-6 [6, 8], JEF3.2 [6], Кипин [9], Пиксайкин В.М. [10, 11], Маневич Л.Г. [12]. Рассматриваемые наборы данных получены как путем аппроксимации кривых спада, так и с помощью анализа свойств отдельных предшественников. В настоящее время отсутствуют достаточные экспериментальные данные, позволяющие утверждать, какой из наборов параметров кинетики предпочтителен.

Рассмотренная совокупность наборов параметров запаздывающих нейтронов (НПЗН) не претендует на полноту, но может служить в качестве контрольного множества наборов параметров кинетики при оценке константной погрешности в экспериментах по определению эффективности АЗ и дифференциальной эффективности группы ОР СУЗ.

Большая часть наборов соответствует 6-ти групповой модели запаздывающих нейтронов. Для U-235 соответствующие данные приведены в табл. 1. В табл. 2 приведены данные для 8-ми групповой модели Пиксайкина В.М. Кроме того, была использована система 20-ти групповых наборов параметров кинетики, разработанная под руководством Маневича Л.Г. [12]. В тех случаях, когда для набора параметров кинетики у авторов отсутствовали данные о значении суммарной доли β запаздывающих нейтронов, использовалась β , соответствующая данным БНАБ-93.

Таблица 1. 6-ти групповые параметры запаздывающих нейтронов для U-235

Имя набора	β		1	2	3	4	5	6
БНАБ-93	0,006851	a	0,038	0,213	0,188	0,407	0,128	0,026
		λ	0,0127	0,0317	0,115	0,311	1,4	3,87
JENDEL-3.3	0,006546	a	0,033	0,219	0,196	0,395	0,115	0,042
		λ	0,01244	0,03054	0,1114	0,3014	1,36	3,014
ENDF/B6	0,006892	a	0,035	0,1807	0,1725	0,3869	0,1586	0,0664
		λ	0,013336	0,032739	0,12078	0,30278	0,84949	2,853
JEF2.2	0,006826	a	0,035	0,18	0,175	0,387	0,159	0,064
		λ	0,0127	0,0317	0,115	0,311	1,4	3,87
Кипин	0,006521	a	0,033	0,219	0,196	0,395	0,115	0,042
		λ	0,0124	0,0305	0,111	0,301	1,14	3,01
Пиксайкин	0,006521	a	0,038	0,211	0,197	0,396	0,132	0,026
		λ	0,01285	0,031	0,1083	0,307	1,4	3,87
Маневич	0,006889	a	0,032	0,193	0,202	0,378	0,135	0,063
		λ	0,01245	0,0305	0,111	0,301	1,14	3,01

Таблица 2. 8-ми групповые характеристики запаздывающих нейтронов Пиксайкина

№ группы запаздывающих нейтронов	λ_i	α_i
1	0,01245	0,033
2	0,0282	0,154
3	0,04	0,091
4	0,0431	0,197
5	0,107	0,331
6	0,1185	0,09
7	0,158	0,081
8	0,251	0,023
β	0,006851	

параметров кинетики Маневича [12]. Параметры кинетики учитывали скорость реакций на разных изотопах. Дополнительно использован набор параметров кинетики, соответствующий данным Кипина [9] для делений на U-235, вызванных тепловыми нейтронами (Кипин_U-235). Такой набор применяется в реактиметре ЦВР-10 для свежего топлива, а в ряде случаев его используют и для выгоревшей зоны. На рис. 1 представлены графики изменения реактивности.

Из графиков, приведенных на рис. 1, видно, что применение наборов параметров кинетики ENDF/B-6, JEF2.2, Маневич-20, Маневич-6 приводит к существенному занижению в оценке величины введенной реактивности. Использование наборов параметров кинетики JENDEL-3.3, Кипин, Пиксайкин-6, Пиксайкин-8, БНАБ-93 оценивает величину введенной реактивности с точностью порядка 2 %, а набора параметров Кипин_U-235 приводит к переоценке величины введенной реактивности примерно на 10 %.

На рис. 2 и 3 представлены оценки величины введенной реактивности с помощью метода ОРУК при использовании в качестве мощности реактора токов ИК, полученных в ходе экспериментов на свежей зоне реактора ВВЭР-1000 и на зоне со средней глубиной выгорания 8 МВт·сут/кгU. Во втором случае в ходе эксперимента имитировалось застревание одного ОР СУЗ. Дополнительно на рис. 3 приведен график реактивности, полученный из решения условно-критической задачи (УКЗ).

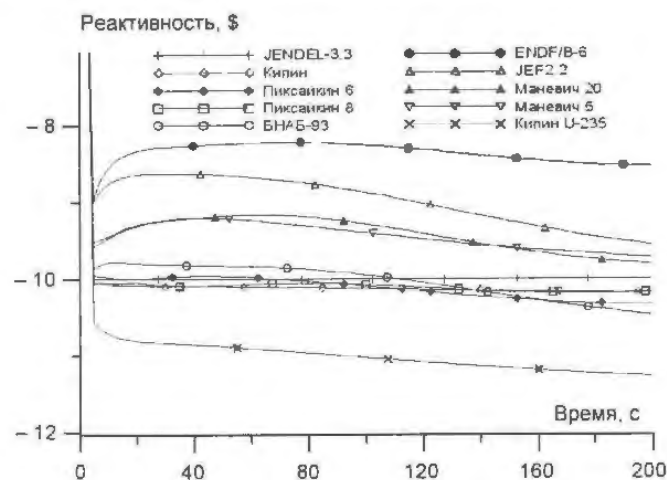


Рис. 1. Реактивность, полученная методом ОРУК при использовании различных наборов параметров кинетики. Точечная модель

Для оценки величины константной погрешности рассмотрена модельная точечная задача кинетики реактора. Активная зона, в которой 94 % делений приходились на U-235, а 6 % — на U-238, в начальный момент времени находилась в критическом состоянии. Зависимость мощности реактора от времени применялась для определения реактивности методом ОРУК. На первой секунде процесса в а.з. введена реактивность, равная 10 \$. В точечной модели кинетики использовался набор параметров кинетики библиотеки JENDEL-3.3. В качестве наборов параметров кинетики для метода ОРУК применены наборы, представленные в табл. 1, 2, и 20-ти групповой набор

Из графиков видно, что отличия в оценках введенной реактивности с помощью различных наборов параметров кинетики качественно соответствуют данным рис. 1. Это указывает на то, что набор параметров кинетики библиотеки JENDEL-3.3 качественно правильно описывает процессы в а.з., а также на то, что пространственные эффекты реактивности и константную погрешность можно анализировать независимо. При глубоких выгорания топлива характер отличий между результатами, полученными с применением различных наборов параметров кинетики, меняется незначительно.

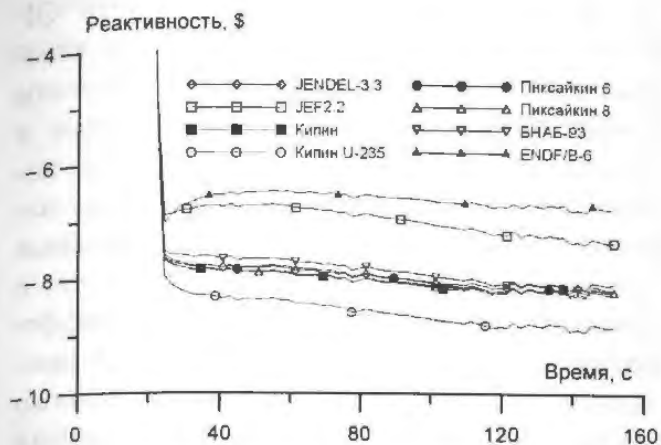


Рис. 2. Эффективность АЗ, полученная методом ОРУК при использовании различных наборов параметров кинетики. Свежая зона

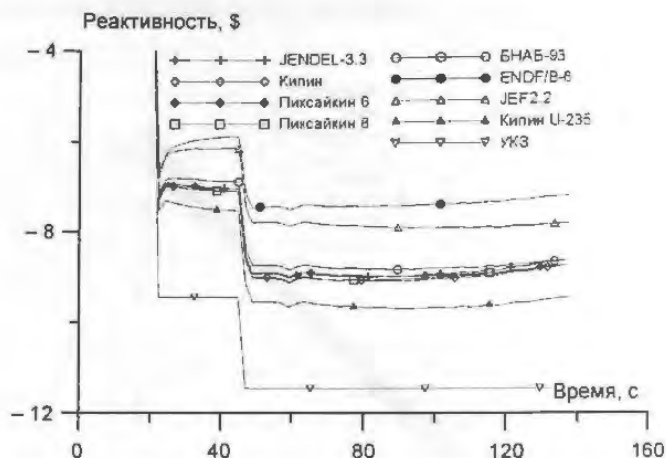


Рис. 3. Эффективность АЗ, полученная методом ОРУК при использовании различных наборов параметров кинетики. Глубина выгорания 8 МВт-сут/кг U

На рис. 4 представлены оценки дифференциальной эффективности 10-й группы ОР СУЗ в долларах, полученные на основе экспериментальных токов ИК. Средняя глубина выгорания топлива составляла примерно 8 МВт-сут/кгU. В методе ОРУК использовались различные наборы параметров кинетики. Из графиков видно, что так же, как и при вводе больших отрицательных реактивностей, применение наборов параметров кинетики ENDF/B-6, JEF2.2 приводит к существенному занижению в оценках величин введенных реактивностей, а набора Кипин_U-235, наоборот, — к завышению оценок величин введенной реактивности. Использование наборов параметров кинетики JENDEL-3.3, Кипин, Пиксайкин-6, Пиксайкин-8, БНАБ-93 оценивает величину введенной реактивности (дифференциальную эффективность группы) с разбросом порядка 3 %.

Абсолютные значения дифференциальной эффективности (в %) представлены для того же эксперимента на рис. 5. Диапазон отличий в значениях дифференциальной эффективности, полученных с применением разных наборов параметров кинетики, немного уменьшает-

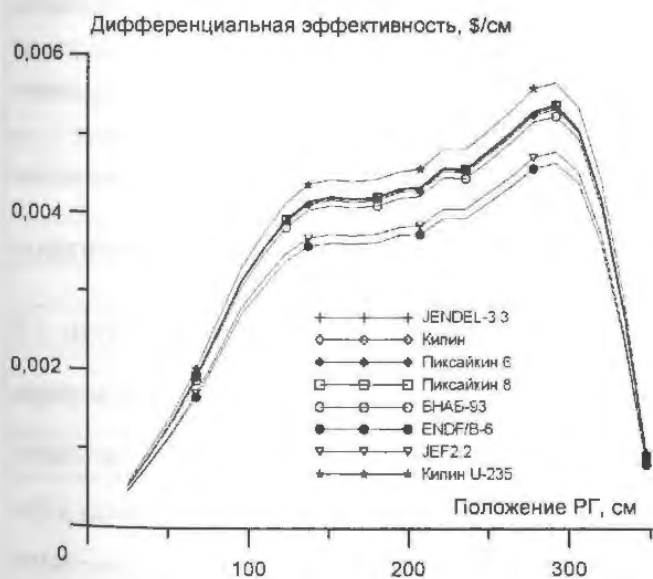


Рис. 4. Относительные значения дифференциальной эффективности рабочей группы (РГ) ОР СУЗ. Относительные значения

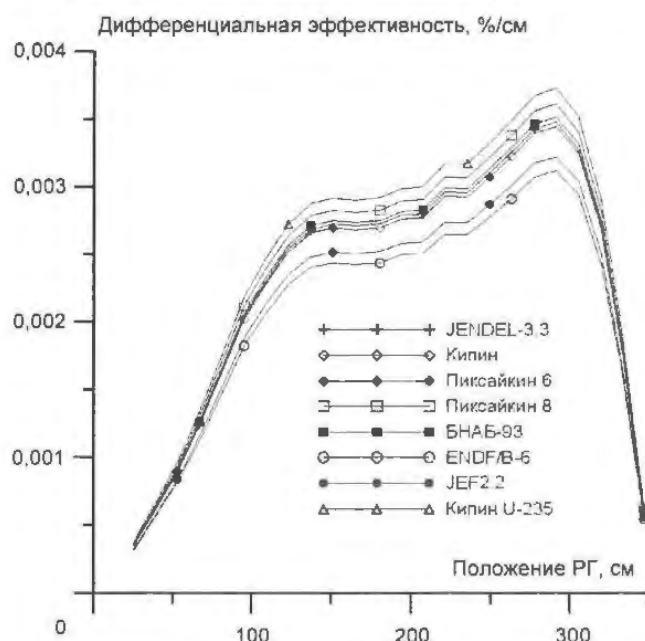


Рис. 5. Дифференциальная эффективность группы ОР СУЗ. Абсолютные значения

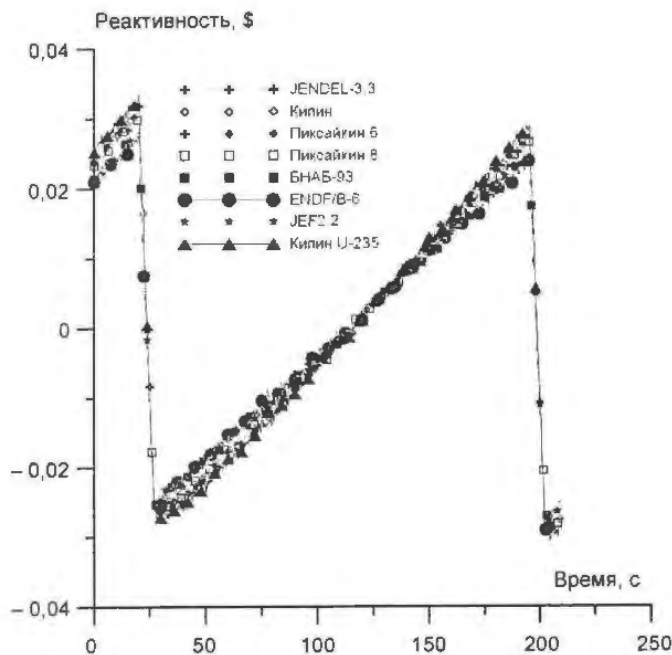


Рис. 6. Графики реактивности для одного "шага" эксперимента, полученные методом ОРУК с различными наборами параметров кинетики

Однако необходимо помнить, что эти наборы параметров в значительной степени основываются на результатах Кипина [9] и их погрешности коррелируют.

Наличие большого количества экспериментальных данных по сбросам АЗ, вводу групп ОР СУЗ может быть использовано для экспертной оценки различных НПЗН и даже для их корректировки. Для реализации такого подхода необходимо:

- иметь "чистые" эксперименты, выполненные с применением хорошей аппаратуры;
- устранить из экспериментальных данных пространственные и спектральные эффекты;
- разработать методику корректировки НПЗН.

Если этого не сделать, то корректировка НПЗН будет носить характер подгонки.

Для устранения, например, спектральных и пространственных эффектов необходимо иметь программы со специальным константным обеспечением и аттестованные для расчета полей нейтронов на МКУ мощности. Методика корректировки параметров кинетики может опираться на чувствительность значений реактивности к варьированию отдельных параметров кинетики. 6-групповая модель кинетики, например, имеет 12 свободных параметров.

Изменение "экспериментальной" реактивности за счет варьирования параметров кинетики представляется в виде $\delta\rho = \sum_{i=1}^6 (A_i \varepsilon_i + \Lambda_i \delta\tilde{\lambda}_i) + \delta\beta/\beta^*$, где $\delta\rho$ — изменение относительного значения "экспериментального" значения реактивности; ε_i — варьирование доли i -й группы запаздывающих нейтронов; $\delta\tilde{\lambda}_i$ — относительное изменение i -й константы распада; A_i — коэффициент чувствительности реактивности к изменению доли i -й группы запаздывающих нейтронов; Λ_i — коэффициент чувствительности реактивности к изменению константы распада i -й группы запаздывающих нейтронов. Здесь и далее звездочкой помечены величины, относящиеся к исходному набору параметров кинетики или полученные с его использованием.

Дифференциальная эффективность ОР СУЗ определяется путем построения касательных к графику изменения реактивности в ходе эксперимента и перпендикуляров к временной оси. Графики реактивности, построенные с использованием различных наборов параметров кинетики, имеют разные тангенсы угла наклона к оси времени, что и приводит к отличиям в значениях дифференциальной эффективности. На рис. 6 приведены графики реактивности для одного "шага" эксперимента. Отклонения в оценках дифференциальной эффективности достигают 20%.

Сравнительно близкое совпадение результатов, полученных при применении наборов JENDEL-3.3, Кипин, Пиксайкин-6, Пиксайкин-8, БНАБ-93, позволяет надеяться, что полученные оценки дифференциальной эффективности близки к истинным. Однако необходимо помнить, что эти наборы параметров в значительной степени основываются на результатах Кипина [9] и их погрешности коррелируют.

Для процесса, связанного с мгновенным вводом реактивности, коэффициенты чувствительности A_i и Λ_i можно получить по формулам

$$A_i = a_i^* \left(\frac{e^{-\lambda_i^* t} + \lambda_i^* \sum_{k=1}^6 \frac{P_k}{(\lambda_i^* + \omega_k)} (e^{\omega_k t} - e^{-\lambda_i^* t})}{\frac{\rho^*}{\beta^*} \sum_{k=1}^6 P_k e^{\omega_k t}} \right);$$

$$\Lambda_i = a_i^* \lambda_i^* \frac{-\sum_{k=1}^6 \frac{P_k}{\lambda_i^* + \omega_k} (e^{\omega_k t} - e^{-\lambda_i^* t}) + e^{-\lambda_i^* t} + \sum_{k=1}^6 \frac{\lambda_i^* P_k}{(\lambda_i^* + \omega_k)^2} (e^{\omega_k t} - e^{-\lambda_i^* t}) - \sum_{k=1}^6 \frac{\lambda_i^* P_k}{\lambda_i^* + \omega_k} e^{-\lambda_i^* t}}{\frac{\rho^*}{\beta^*} \sum_{k=1}^6 P_k e^{\omega_k t}};$$

$$\rho^* = \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i^* \omega_k}{\omega_k + \lambda_i^*}; P_k = \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i^*}{\omega_k + \lambda_i^*} / \sum_{i=1}^6 \frac{\lambda_i^* \beta_i^*}{(\omega_k + \lambda_i^*)^2}.$$

Для отдельных моментов времени и различных реактивностей значения коэффициентов A_i и Λ_i представлены в табл. 3 и 4. В качестве исходного набора параметров кинетики применялся набор БНАБ-93. После прекращения ввода реактивности и исчезновения пространственных эффектов на графике реактивности должна появиться "полочка". Ее отсутствие указывает на погрешности эксперимента или в значениях параметров кинетики. Корректировка параметров кинетики путем формирования "полочки" возможна только при таких моментах времени, когда наблюдается заметное изменение коэффициентов чувствительности A_i и Λ_i .

Таблица 3. Значения коэффициентов A_i после ввода реактивности (94 % делений на U-235, 6 % делений на U-238)

Время после ввода реактивности, с	$\bar{\rho}^*, \%$	A_i					
		Группы запаздывающих нейтронов					
		1	2	3	4	5	6
0	0,1	-0,29	-1,89	-1,69	-3,49	-1,30	-0,34
10		-0,25	-1,64	-1,64	-3,67	-1,42	-0,38
50		-0,20	-1,54	-1,72	-3,74	-1,43	-0,38
100		-0,18	-1,55	-1,72	-3,74	-1,43	-0,38
1000		-0,17	-1,55	-1,72	-3,74	-1,43	-0,38
0	-0,1	0,36	2,31	2,07	4,26	1,58	0,42
10		0,41	2,59	2,11	4,05	1,45	0,38
50		0,49	2,72	2,00	3,96	1,45	0,38
100		0,55	2,68	1,99	3,95	1,45	0,38
1000		0,63	2,61	1,98	3,95	1,45	0,38
0	-10,0	0,04	0,23	0,21	0,43	0,16	0,04
10		0,11	0,62	0,24	0,11	0,02	0,00
50		0,28	0,73	0,03	0,04	0,01	0,00
100		0,49	0,53	0,02	0,04	0,01	0,00
1000		0,99	0,04	0,02	0,04	0,01	0,00

При вводе большой отрицательной реактивности ($\sim -10,0$) "полочка" в оценке величины введенной реактивности наблюдается практически сразу после завершения ввода реактивности. Заметное влияние на оценку величины введенной реактивности оказывают параметры первых двух групп запаздывающих нейтронов. Коэффициенты чувствительности для этих параметров заметно меняются со временем, что создает условия для корректировки значений параметров кинетики для первых двух групп запаздывающих нейтронов.

Т а б л и ц а 4. Значения коэффициентов Λ_i после ввода реактивности (94 % делений на U-235, 6 % делений на U-238)

Время после ввода реактивности, с	$\bar{\rho}^*, \beta$	Λ_i					
		Группы запаздывающих нейтронов					
		1	2	3	4	5	6
0	0,1	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
10		-0,01	-0,10	-0,16	-0,22	-0,02	0,00
50		-0,04	-0,34	-0,15	-0,13	-0,01	0,00
100		-0,06	-0,40	-0,14	-0,13	-0,01	0,00
1000		-0,08	-0,41	-0,14	-0,13	-0,01	0,00
0	-0,1	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
10		-0,01	-0,11	-0,18	-0,22	-0,01	0,00
50		-0,07	-0,53	-0,14	-0,09	-0,01	0,00
100		-0,16	-0,69	-0,12	-0,08	-0,01	0,00
1000		-0,59	-0,64	-0,11	-0,08	-0,01	0,00
0	-10,0	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
10		-0,01	-0,18	-0,26	-0,20	0,00	0,00
50		-0,17	-1,09	-0,05	0,00	0,00	0,00
100		-0,62	-1,52	-0,01	0,00	0,00	0,00
1000		-12,27	-0,02	0,00	0,00	0,00	0,00

Экспертная оценка наборов параметров кинетики и их корректировка по результатам прецизионных экспериментов должны проводиться с учетом двух типов задач, для решения которых используются результаты экспериментов: проверка выполнения требований ядерной безопасности и сопоставление с результатами нейтронно-физических расчетов. Для решения первой задачи необходимо применять наборы параметров кинетики, которые не приводят к завышению оценки величины введенной реактивности, а для решения второй задачи – дающие наиболее вероятные оценки для величин введенной реактивности.

2. Пространственные эффекты реактивности

Второй важной составляющей экспериментальной погрешности служат пространственные эффекты реактивности. Уравнения точечной кинетики, используемые в реактиметрах, выводятся из распределенной модели переноса нейтронов в предположении, что в а.з. сформировалось асимптотическое распределение потока нейтронов. В этом случае пространственные и временная переменные разделяются и изменение амплитуды асимптотического распределения, которая с хорошей точностью соответствует мощности реактора, определяется уравнениями точечной кинетики.

После ввода реактивности изменяется распределение размножающих свойств по а.з.. Новое асимптотическое распределение потока нейтронов устанавливается после смены не-

скольких поколений эмиттеров запаздывающих нейтронов. При вводе небольшой реактивности, как, например, на одном "шаге" эксперимента по определению дифференциальной эффективности группы ОР СУЗ, смена поколений эмиттеров запаздывающих нейтронов происходит за времена, соизмеримые с эффективным временем жизни запаздывающих нейтронов.

При сбросе АЗ наблюдается консервация неасимптотического распределения потока нейтронов, приводя к систематическим методическим погрешностям при обработке результатов экспериментов. Это связано с крайне медленной перестройкой формы полей запаздывающих нейтронов в условиях уменьшения потока нейтронов на несколько порядков.

Оценим, как во времени меняется отношение источника нейтронов за счет распада эмиттеров запаздывающих нейтронов, образовавшихся после сброса АЗ ($Q_{NEW}^{зан}$), к источнику нейтронов за счет распада эмиттеров запаздывающих нейтронов, образовавшихся до сброса АЗ ($Q_{OLD}^{зан}$). Для точечной модели в приближении мгновенного ввода большой отрицательной реактивности может быть получено соотношение

$$\frac{Q_{NEW}^{зан}(t)}{Q_{OLD}^{зан}(t)} = \frac{-\sum_{i=1,6} \left[\beta_i^2 \lambda_i t \exp(-\lambda_i t) + \sum_{\substack{j=1,6 \\ i \neq j}} \lambda_i \beta_i \beta_j \frac{\exp(-\lambda_j t) - \exp(-\lambda_i t)}{\lambda_j - \lambda_i} \right]}{(\beta - \rho) \sum_{i=1,6} \beta_i \exp(-\lambda_i t)}$$

которое позволяет оценить соотношение новых и старых источников запаздывающих нейтронов в первые сотни секунд после ввода АЗ. Для момента времени 100 с, когда в реакторе начинают доминировать эмиттеры первой группы запаздывающих нейтронов, и эффективности АЗ, равной 10 \$, можно записать $Q_{NEW}^{зан}(t)/Q_{OLD}^{зан}(t) \approx \beta_1 \lambda_1 t / (\beta - \rho) \approx 0,1$.

Более точные данные по соотношению новых и старых источников запаздывающих нейтронов получены по программе NOSTRA [13] при моделировании сброса АЗ в свежей а.з. (рис. 7). За начальный момент появления "новых" эмиттеров принят момент прохождения ОР СУЗ середины а.з. Низкий темп образования "новых" эмиттеров запаздывающих нейтронов и приводит к консервации неасимптотического распределения потока нейтронов при сбросе АЗ. Именно этот факт, а не изменение коэффициента пропорциональности между мощностью реактора и током нейтронов в ИК, приводит к систематическим методическим погрешностям в определении эффективности АЗ.

Особенности конструкции а.з. ВВЭР-1000 и большинства современных загрузок а.з. приводят к тому, что после сброса АЗ относительное значение потока нейтронов в кассетах, ближе всего расположенных к ИК, больше асимптотического, что и приводит к недооценке величины введенной реактивности.

Моделирование реактивностных экспериментов разного типа может быть выполнено по программе NOSTRA, которая предназначена для изучения трехмерной кинетики реакторов ВВЭР с учетом протекания теплогидравлических процессов. Программа снабжена блоками, моделирующими работу ИК и реактиметров.

На рис. 8 для того же эксперимента, для которого приведены данные на рис. 3, представлены экспериментальные и расчетные значения реактивностей, полученные путем моделирования эксперимента по сбросу АЗ с

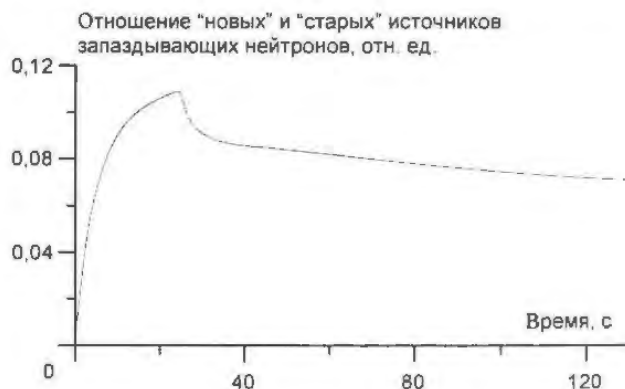


Рис. 7. Изменение отношения $Q_{NEW}^{зан}(t)/Q_{OLD}^{зан}(t)$ после сброса АЗ в свежей а.з.

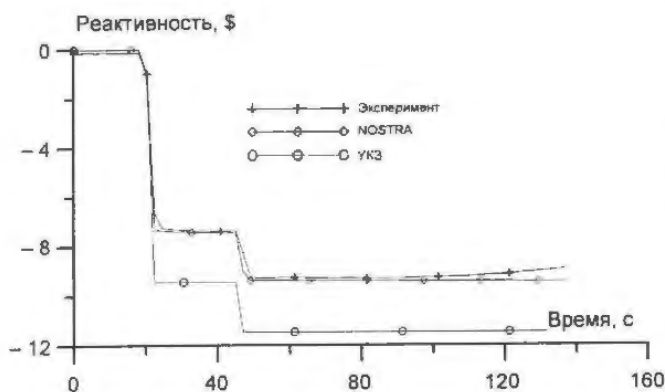


Рис. 8. Реактивности, полученные по токам ИК, динамического моделирования эксперимента и из решения УКЗ

погрешности, связанной с пространственными эффектами реактивности, могут быть построены специальные уравнения точечной кинетики.

Для определения реактивности реактора методом ОРУК используют точечные модели, построенные с применением функций ценности потоков нейтронов, отвечающих исходным состояниям а.з. [14]. Если после ввода реактивности в а.з. происходит быстрое обновление полей эмиттеров запаздывающих нейтронов, то даже значительные изменения формы функции ценности потока нейтронов не приводят при достаточном времени наблюдения к заметным погрешностям в определении реактивности методом ОРУК. Система постепенно “забывает” свое исходное состояние, что приводит к исчезновению пространственных эффектов реактивности.

Если после ввода реактивности в а.з. обновление полей эмиттеров запаздывающих нейтронов протекает медленно, то неучет изменения формы функций ценности потока нейтронов может приводить к систематическим погрешностям в определении реактивности методом ОРУК, так как вклад в кинетику реактора ранее накопленных эмиттеров запаздывающих нейтронов оценивается неправильно.

Для определения величины введенной реактивности можно использовать точечную модель реактора, полученную из пространственной модели путем ее “сворачивания” с весом функции ценности потока нейтронов, изменяющейся со временем и в каждый момент времени отвечающей текущему состоянию а.з. Под функцией ценности потока нейтронов, отвечающей текущему состоянию а.з., понимается решение сопряженной УКЗ при композиции а.з., соответствующей текущему моменту времени. Реактивность, определяемая методом ОРУК с помощью такой точечной модели, в любой момент времени соответствует реактивности, определяемой из решения УКЗ.

Таким образом, при моделировании эксперимента метод ОРУК может применяться к двум точечным моделям кинетики реактора. Одна модель строится на основе стационарных функций ценности потока нейтронов (в диффузионном приближении обозначим функцию ценности потока нейтронов в виде $\Phi_0^+(\mathbf{r}, E)$). Назовем моделью А рассмотренную точечную модель. Параметры кинетики для нее определяются традиционным способом [14].

Вторая точечная модель строится путем “сворачивания” пространственной модели с весом функции ценности потока нейтронов, соответствующим текущему состоянию а.з. (в диффузионном приближении обозначим функцию ценности потока нейтронов в виде $\Phi^+(\mathbf{r}, E, t)$ и $\Phi_0^+(\mathbf{r}, E) = \Phi^+(\mathbf{r}, E, t)$). Эта модель содержит дополнительные фиктивные источники, связанные с изменением функции ценности со временем. Назовем моделью Б рассмотренную точечную модель.

“застреванием” одного ОР СУЗ. Работа реактиметра моделировалась с использованием набора параметров кинетики, применяемого в ЦВР-10. На этом же рисунке приводятся результаты расчета эффективности АЗ с помощью решения УКЗ. Из графиков видно, что расчетные значения эффективности АЗ, полученные путем динамического моделирования процесса сброса АЗ, близки к экспериментальным значениям эффективности АЗ. При этом наблюдаются значительные систематические отличия этих значений от эффективности АЗ, полученной из решения УКЗ. Для устранения этой систематической

Применим метод ОРУК для оценки величины введенной реактивности с помощью обеих моделей. Для простоты построений будем предполагать, что введена небольшая положительная или произвольная отрицательная реактивность. В этом случае временем жизни мгновенных нейтронов можно пренебречь. В качестве мощности реактора для модели А используем расчетные значения токов ИК, полученные путем моделирования эксперимента по вводу реактивности ($I_{ИК}(t)$), а для модели Б – интеграл от энерговыделения, рассчитанный с весом $\Phi^+(\mathbf{r}, E, t)$ ($N(t)$).

Метод ОРУК для модели А приводит к соотношению

$$\rho_A(t) = \beta_{эфф}^A(t) - \sum_{i=1}^6 \lambda_i c_{A,i}(t) / I_{ИК}(t), \quad (1)$$

$$\text{где } \beta_{эфф}^A(t) = \frac{1}{N_0(t)} \int_{V_{21}} \int_0^\infty \int_0^\infty \chi_i(E) \beta(\mathbf{r}, E') \nu_f(\mathbf{r}, E') \Sigma_f(\mathbf{r}, E', t) \Phi(\mathbf{r}, E', t) \Phi_0^+(\mathbf{r}, E) dE dE' d\mathbf{r};$$

$$N_0(t) = \int_{V_{21}} \int_0^\infty \int_0^\infty \chi_i(E) \nu_f(\mathbf{r}, E') \Sigma_f(\mathbf{r}, E', t) \Phi(\mathbf{r}, E', t) \Phi_0^+(\mathbf{r}, E) dE dE' d\mathbf{r};$$

$$c_{A,i}(t) = \int_{V_{21}} \int_0^\infty \chi_i(E) C_i(\mathbf{r}, t) \Phi_0^+(\mathbf{r}, E) dE d\mathbf{r}; \quad C_i(\mathbf{r}, t) - \text{концентрация эмиттеров запаздывающих}$$

нейтронов, рассчитанная по диффузионной модели. Для параметров диффузионной модели во всех формулах применены традиционные обозначения [14].

Метод ОРУК для модели Б приводит к соотношению

$$\rho_B(t) = \beta_{эфф}^B(t) - \sum_{i=1}^6 \lambda_i c_{B,i}(t) / N(t), \quad (2)$$

$$\text{где } \beta_{эфф}^B(t) = \frac{1}{N(t)} \int_{V_{21}} \int_0^\infty \int_0^\infty \chi_i(E) \beta_i(\mathbf{r}, E') \nu_f(\mathbf{r}, E') \Sigma_f(\mathbf{r}, E', t) \Phi(\mathbf{r}, E', t) \Phi^+(\mathbf{r}, E, t) dE dE' d\mathbf{r};$$

$$c_{B,i}(t) = \int_{V_{21}} \int_0^\infty \chi_i(E) C_i(\mathbf{r}, t) \Phi^+(\mathbf{r}, E, t) dE d\mathbf{r};$$

$$N(t) = \int_{V_{21}} \int_0^\infty \int_0^\infty \chi_i(E) \nu_f(\mathbf{r}, E') \Sigma_f(\mathbf{r}, E', t) \Phi(\mathbf{r}, E', t) \Phi^+(\mathbf{r}, E, t) dE dE' d\mathbf{r}.$$

Как уже отмечалось, оценка величины введенной реактивности по формуле (2) в любой момент времени совпадает с величиной реактивности, полученной из решения УКЗ, а по формуле (1) зависит от неасимптотичности потока нейтронов в той же мере, в какой от нее зависят экспериментальные значения реактивности. Это подтверждается, в частности, графиками, приведенными на рис. 8.

Формулу (2) можно тождественно преобразовать к виду

$$\rho_B(t) = \beta_{эфф}^A(t) F_\beta(t) - F_{зап}(t) \sum_{i=1}^6 \lambda_i c_{A,i}(t) / [F_i(t) I_{ИК}(t)], \quad (3)$$

$$\text{где } F_i(t) = \frac{N(t) I_{ИК}(0)}{I_{ИК}(t) N(0)}; \quad F_{зап}(t) = \frac{\sum_{i=1}^6 \lambda_i c_{B,i}(t) \sum_{i=1}^6 \lambda_i c_{A,i}(0)}{\sum_{i=1}^6 \lambda_i c_{A,i}(t) \sum_{i=1}^6 \lambda_i c_{B,i}(0)}; \quad F_\beta(t) = \frac{\beta_{эфф}^B(t)}{\beta_{эфф}^A(t)}.$$

Формула (3) по форме напоминает формулу (1), в которую введены дополнительные множители $F_I, F_{\text{зап}}, F_{\beta}$. Правая часть формулы (3) определяет истинное значение введенной реактивности, не зависящее от пространственных эффектов. Функции $F_I, F_{\text{зап}}, F_{\beta}$ назовем форм-факторами. Функции типа F_I часто называют эффективностью детектора [5], определяющей относительное изменение со временем коэффициентов пропорциональности между мощностью реактора и током ИК. Форм-фактор $F_{\text{зап}}$ определяет изменение в ходе процесса ценности источника нейтронов, образующихся за счет распада эмиттеров запаздывающих нейтронов. Форм-фактор F_{β} определяет относительное изменение со временем эффективной доли запаздывающих нейтронов за счет пространственного перераспределения потока нейтронов.

При вводе небольших реактивностей отношение $F_{\text{зап}}/F_I$ быстро стремится к единице. При вводе больших отрицательных реактивностей такого эффекта не наблюдается.

Используя функции $F_I, F_{\text{зап}}$ и F_{β} , можно учесть влияние неасимптотичности потока нейтронов при обработке экспериментальных данных. Для этого функции $F_I, F_{\text{зап}}$ и F_{β} рассчитываются по программам типа NOSTRA для каждой из ИК в режиме "off-line" с учетом особенностей проведения эксперимента (величины и скорости предварительного подъема РГ ОР СУЗ, времени задержки "застрявшего" ОР СУЗ и т.д.). Величина введенной реактивности определяется по формуле

$$\frac{\rho_{\text{ИК}}^k}{\beta_{\text{реакт}}^k} = F_{\beta}(t) - \frac{F_{\text{зап}}^k(t) \sum_{i=1}^6 \lambda_i c_{\text{ИК,эксп},i}^k}{\beta_{\text{реакт}}^k F_I^k(t) I_{\text{ИК,эксп}}^k} \quad (4)$$

Индекс k в формуле (4) указывает, что величина рассчитана для k -го реактиметра; $\beta_{\text{реакт}}^k$ — эффективная доля запаздывающих нейтронов, используемая в реактиметре; $c_{\text{ИК,эксп},i}^k$ — концентрация эмиттеров запаздывающих нейтронов i -й группы, рассчитанная в модели реактиметра по экспериментальным значениям токов ИК; $I_{\text{ИК,эксп}}^k$ — экспериментальное значение тока ИК. При получении формулы (4) предполагалось, что $\beta_{\text{реакт}}^k = \beta_{\text{эфф}}^A(t)$, а зависимость $\beta_{\text{эфф}}^A$ пренебрежимо мала.

Такую процедуру получения величины введенной реактивности будем называть модифицированным методом ОРУК, использование которого устраняет пространственные эффекты реактивности при определении величины введенной реактивности. При этом неопределенность в оценке величины введенной реактивности из-за неоднозначности выбора параметров запаздывающих нейтронов, применяющихся в реактиметре, сохраняется.

На рис. 9, 10 приведены примеры использования модифицированного метода ОРУК для обработки экспериментальных данных. В ходе расчетов применялась программа NOSTRA. На рис. 9 представлен типичный вид форм-факторов для эксперимента со сбросом АЗ и имитацией "застревания" одного ОР СУЗ. ИК, для которой приведены форм-факторы, находилась вблизи "застрявшего" ОР СУЗ.

Экспериментальные значения тока ИК, которые использовались при оценке эффективности АЗ по традиционной методике (рис. 3), применены для оценки эффективности АЗ с учетом форм-факторов. Результаты приведены на рис. 10. Из сопоставления рис. 3 и 10 можно сделать следующие выводы:

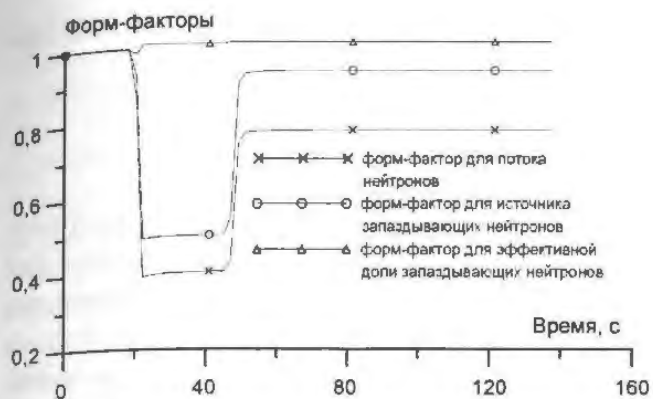


Рис. 9. Форм-факторы. Глубина выгорания топлива 8 МВт-сут/кг U

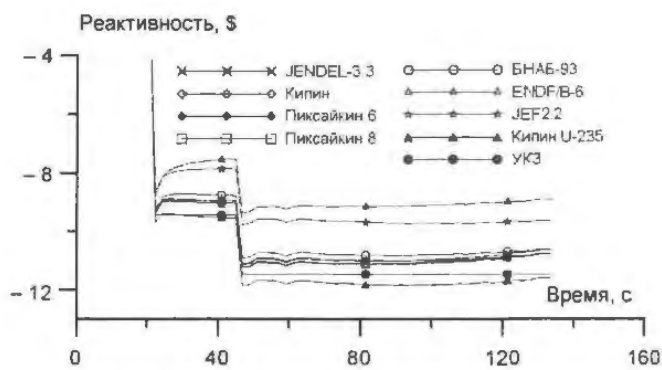


Рис. 10. Оценка величины эффективности АЗ с учетом форм-факторов для различных наборов параметров кинетики, используемых в модели реактиметра

- использование модифицированного метода ОРУК привело к существенному сближению оценок эффективности АЗ, полученных из решения УКЗ и эксперимента;
- неопределенность в величине эффективности АЗ, связанная с неоднозначностью выбора параметров кинетики в реактиметрах, сохраняется;
- применение набора параметров кинетики JENDEL-3.3, Кипин, Пиксайкин-6, Пиксайкин-8, БНАБ-93 приводит к удовлетворительному совпадению расчетных и экспериментальных значений реактивности.

Остающиеся отличия между расчетными и экспериментальными значениями эффективности АЗ могут быть связаны с неточностью параметров кинетики, погрешностями в расчете форм-факторов, приборными погрешностями, неучетом спектральных эффектов в рамках малогрупповой задачи.

Модифицированный метод ОРУК может быть также использован для устранения пространственных эффектов реактивности в ходе определения дифференциальной эффективности группы ОР СУЗ. В ходе таких экспериментов пространственные эффекты реактивности особенно заметно проявляются при перемещении группы в верхней и нижней частях а.з. При штатном положении ИК вблизи середины высоты а.з. пространственные эффекты составляют несколько процентов от истинного значения дифференциальной эффективности. Роль пространственных эффектов реактивности существенно увеличивается при помещении ИК вблизи низа а.з.

На рис. 11 представлены результаты моделирования эксперимента по определению дифференциальной эффективности АЗ при разном положении ИК. В одном случае ИК помещалась в канале биологической защиты в положении 177 см от низа а.з., а во втором случае – напротив нижней кромки а.з. (0 см от низа а.з.). Из сопоставления графиков видно, что пространственные эффекты особенно значительны при помещении ИК в нижней части а.з. На рис. 11 также приведены значения дифференциальной эффективности группы ОР СУЗ, полученные из решения УКЗ и с использованием модифицированного метода ОРУК. Из приведенных данных видно, что

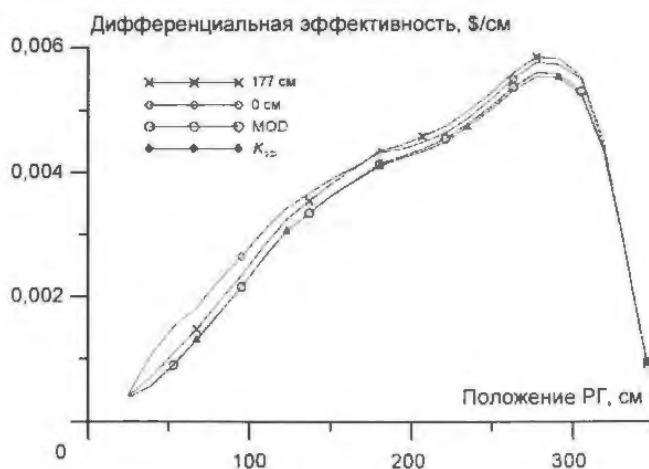


Рис. 11. Пространственные эффекты при определении дифференциальной эффективности группы ОР СУЗ

применение модифицированного метода ОРУК устраняет влияние пространственных эффектов реактивности при обработке данных эксперимента.

Заключение

Экспериментальные данные по оценке величины введенной реактивности могут содержать в себе погрешности, связанные с неоднозначностью выбора параметров кинетики для использования в методе ОРУК, с пространственными эффектами реактивности, приборными погрешностями. Проблема выбора набора параметров кинетики должна решаться с учетом решаемой задачи. Если, например, эффективность АЗ оценивается с целью проверки удовлетворения исследуемой загрузки а.з. требованиям ядерной безопасности, то для применения в методе ОРУК можно рекомендовать наборы параметров кинетики, которые дают наименьшие значения эффективности АЗ. В качестве консервативного набора параметров кинетики можно рассматривать набор параметров кинетики файла оцененных ядерных данных ENDF/B-6. Менее консервативными, но более реалистичными, являются оценки эффективности АЗ, полученные с использованием наборов JEF2.2 и БНАБ-93.

Для сопоставления с результатами расчетов по стационарным программам надо применять наборы параметров кинетики, которые дают наиболее реалистичные оценки величины введенной реактивности. В качестве таких наборов параметров кинетики могут использоваться наборы параметров кинетики Кипина, JENDEL-3.3, Пиксайкин-6 и Пиксайкин-8. Вероятно, целесообразно выработать стандарты для “консервативного” и “реалистического” наборов параметров кинетики, что уменьшит трудности, связанные с интерпретацией результатов экспериментов.

Влияние пространственных эффектов реактивности может быть уменьшено при увеличении времени наблюдения (при вводе небольших реактивностей) или путем применения модифицированного метода ОРУК, исключающего влияние неасимптотичности распределения потока нейтронов на показания реактиметров. Приборные погрешности, как правило, связаны с недокомпенсацией или перекомпенсацией фоновых токов и могут быть устранены путем формирования “полочки” в графике реактивности.

Проведение настоящей работы было бы невозможно без поддержки, оказанной сотрудниками РНЦ “КИ” Лизоркиным М.П., Губаревой Л.Б., Косоуровым К.Б., Большагиным С.Н., ВНИИАЭС – Терешонком В.А., Калининской АЭС – Лупишко А.Н., Богачеком Л.Н., Чапаевым В.М., Волгодонской АЭС – Поваровым В.П., Лебедевым О.В., за что выражаем им искреннюю признательность.

Контактная связь: Пинегин Анатолий Александрович, тел. – 8-916-229-06-44 (моб), 730-37-79 () 62-63 (р.); e-mail: pin@yver.kiae.ru*

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Казанский Ю.А., Матвиенко И.П., Тютюнников П.Л., Шокодько А.Г.* К учету пространственных эффектов при измерении реактивности методом обращенного решения уравнений кинетики // Атомная энергия, 1981, т. 51, вып. 6. – С. 387 – 392.
2. *Богачек Л.Н., Бай В.Ф., Чапаев В.М., Пинегин А.А., Шумский Б.Е.* Проблема связности активной зоны ВВЭР-1000 при определении эффективности органов регулирования. Физические проблемы эффективного использования и безопасного обращения с ядерным топливом / Сб. МИФИ, Материалы XI семинара по проблемам физики реакторов, 2000. – С. 218 – 219.
3. *Богачек Л.Н., Бай В.Ф., Чапаев В.М., Пинегин А.А., Шумский Б.Е.* Источники погрешности в показаниях реактиметров для ВВЭР-1000. Там же. – С. 118 – 119.
4. *Siltanen P.* The Reactivity Meter and Core Reactivity / 9-th Symposium of AER, Demanovska Dolina, Slovakia, 4 – 8 Oct. 1999, pp. 413 – 428.

5. Селезнев Е.Ф. Разработка и использование эксплуатационных программ нейтронно-физического расчета реакторов. Автореф. дисс. на соиск. учен. степ. д.т.н. – М.: 2001.
6. Забродская С.В. Новые типы данных в системе БНАБ-93 для расчета радиационных характеристик. Дисс. на соиск. учен. степ. к.ф.-м.н. ГНЦ РФ-ФЭИ, Обнинск, 2001.
7. Shibata Keiichi and et al. Japanese Evaluated Nuclear Data Library. Version 3. Revision-3: JENDL-3.3 // Journal of Nuclear Science and Technology, vol. 39, № 11, p. 1125 – 1136, November 2002.
8. Oyamatsu K. Precision of fission product yield and decay data required for practical delayed-neutron summation calculations // Proc. of the Specialists' Meeting on Delayed Neutron Nuclear Data, January 28 – 29, 1999, JAERI, TOKAI, JAPAN, pp. 1 – 10.
9. Купин Дж.Р. Физические основы кинетики ядерных реакторов / Пер. с англ. – М.: Атомиздат, 1967.
10. Пиксайкин В.М., Казаков Л.Е., Исаев С.Г. и др. Относительный выход и период отдельных групп запаздывающих нейтронов при делении U-233, U-235, Pu-239 тепловыми нейтронами // Атомная энергия, т. 92, вып. 2, февраль 2002. – С. 135 – 143.
11. Spriggs G.D., Campbel I.M., Piksaikin V.M. An 8-group Delayed Neutron Model Based on a Consistent Set of Half-lives. Report LA-UR-98-1619, LANL, Distributed to the OECD/NEA's Working Party in Delayed Neutrons (WPEC/SG6), 1999.
12. Маневич Л.Г., Немировский П.Э., Юдкевич М.С. Константы запаздывающих нейтронов. Препринт ИАЭ-4308/4, 1986.
13. Программа NOSTRA (версия 5.0). Аттестац. паспорт ПС. Регистр. номер ПС в ЦОЭП № 478 от 25.07.2000. Регистр. номер паспорта аттестации ПС № 167 от 23.12.2003. Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности, 2003.
14. Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Экспериментальные методы физики реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1984.

Статья поступила в редакцию 23 декабря 2006 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2007, вып. 1, с. 76 – 89.

УДК 621.039.5

Методика обработки эксперимента по определению эффективности стержней СУЗ с поиском оптимальной относительной эффективности детектора

Е.Ф. Селезнев, А.А. Белов, А.В. Пряничников,
ВНИИАЭС, 109507, Москва, Ферганская ул., 25

Дано краткое описание методики обработки экспериментального сигнала при измерении эффективности стержней СУЗ с учетом пространственных эффектов через использование эффективности детектора с поиском его оптимальной эффективности.

Processing method experiment for determination control rod effectiveness with definition of optimum relative detector effectiveness. E.F. Seleznev, A.A. Belov, A.V. Pryanichnikov. It is very short description of processing method of experimental signal for control rod effectiveness determination with the definition of optimum relative detector effectiveness with the consideration of space effects.

Обсчет экспериментов по измерению эффективности стержней СУЗ проводится по уравнению из работы [1]

$$\frac{\rho}{\beta_{\text{эф}}} = 1 - \frac{\sum_l \lambda_l a_l \int_{-\infty}^t e^{-\lambda_l(t-t')} \frac{N_d(t')}{\varepsilon(r_d, t')} dt'}{N_d(t) / \varepsilon(r_d, t)} - \frac{S_{\text{эф}}}{N_d(t)} + \frac{\Lambda}{\beta_{\text{эф}}} \frac{1}{N_d(t)} \frac{\partial N_d(t)}{\partial t}, \quad (1)$$

где ρ – определяемая реактивность; $\beta_{\text{эф}}$ – эффективная доля запаздывающих нейтронов; a_j – относительный выход запаздывающих нейтронов, $\sum_{j=1}^6 a_j = 1$; Λ – время жизни мгновенных нейтронов; λ_j – постоянная распада предшественников запаздывающих нейтронов группы j ; $S_{\text{эф}}$ – “внешний” источник нейтронов, т.е. нейтронов не от деления; $N_d(t)$ – сигнал на детекторе; $\varepsilon(r_d, t)$ – эффективность детектора в точке r_d . Значения a_j заранее определяются в расчете, как и обратная величина декремента затухания мгновенных нейтронов в критическом реакторе $1/\alpha_k = \Lambda/\beta_{\text{эф}}$.

Следуя работе [1], заметим, что получаемый детектором сигнал $N_d(t)$ при экспоненциальном представлении его зависимости от времени обобщенным декрементом затухания потока нейтронов в кинетике на запаздывающих нейтронах $\alpha(t) = \frac{1}{N_d(t)} \frac{\partial N_d(t)}{\partial t}$ позволяет

оценить член $\frac{\Lambda}{\beta_{\text{эф}} N_d(t)} \frac{dN_d(t)}{dt}$ как очень малую величину в реакторах на быстрых нейтронах, составляющую значение на уровне 10^{-4} . Представим скорость генерации запаздывающих нейтронов группы j в момент времени t_i в виде

$$C_{ji} = a_j \lambda_j \int_{-\infty}^{t_i} N(t') \exp[-\lambda_j(t-t')] dt' . \quad (2)$$

Тогда равенство (1) при $\rho(t_i)/\beta_{\text{эф}} \equiv R_i$ будет иметь следующий вид:

$$R_i = 1 - \frac{\sum_j C_{ji}}{N_i} - \frac{\bar{Q}}{N_i} + \frac{N_i - N_{i-1}}{\tau N_i} \frac{1}{\alpha_k}, \quad i = 1, 2, 3, \dots \quad (3)$$

Для последовательного получения величин C_{ji} применяется рекуррентное соотношение, получаемое из равенства (2) в предположении линейного изменения мощности на отрезке времени τ , а именно, $N(t) = N_{i-1} + \frac{N_i - N_{i-1}}{\tau} t$, тогда

$$C_{ji} = C_{j,i-1} e^{-\lambda_j \tau} + d_j N_{i-1} + h_j N_i, \quad (4)$$

$$\text{где } d_j \equiv a_j \left(\frac{1 - e^{-\lambda_j \tau}}{\lambda_j \tau} - e^{-\lambda_j \tau} \right); \quad h_j \equiv a_j \left(1 - \frac{1 - e^{-\lambda_j \tau}}{\lambda_j \tau} \right).$$

При решении равенства (1) используются начальные условия, точнее, предыстория зависимости $N(t)$. Это либо постоянное установившееся значение N_0 , либо изменение скорости счета по экспоненте $N_0 e^{t/T}$, соответствующей разгону реактора с установившимся периодом T или декрементом затухания $\alpha_0 \equiv 1/T$ (при достаточно большой мощности реактора для удовлетворительной точности измерений и чтобы пренебречь постоянным слагаемым в $N(t)$ от внешнего источника нейтронов). Для определения α_0 и N_0 обычно применяют четыре начальных значения массива чисел N_i :

$$\alpha_0 = \frac{1}{2\tau} \ln \frac{N_3 + N_4}{N_1 + N_2}, \quad N_0 = \frac{1}{4} \sum_{i=1}^4 N_i e^{-i\alpha_0 \tau}, \quad (5)$$

где N_0 – среднее экстраполированное на нулевой временной шаг (канал) число N . Следовательно, для C_{j0} имеем

$$C_{j0} = N_0 a_j \lambda_j / (\lambda_j + \alpha_0) \quad (6)$$

и согласно (3)

$$C_{j1} = C_{j0} e^{-\lambda_j \tau} + d_j N_0 + h_j N_1 \quad (7)$$

и т.д. После определения декремента затухания можно рассчитать положительную реактивность при начальном разгоне реактора [2] в виде

$$R_0 = \Lambda \alpha_0 + \sum_j \frac{a_j}{1 + \lambda_j / \alpha_0}. \quad (8)$$

Для экспериментов по оценке эффективности стержней на реакторе БН-600 первое слагаемое в равенстве (8) обычно составляет величину около 10^{-10} , в то время как второе находится на уровне 10^{-2} , так что первым слагаемым можно пренебречь.

Если в начальном состоянии реактор имеет постоянный установившийся уровень мощности или установившийся период разгона $T = 1/\alpha_0$, то, предполагая неизменность формы поля нейтронов в такой ситуации, эффективность детектора может быть принята постоянной величиной $\varepsilon = \varepsilon_1 = \text{const}$. Предполагая после окончания возмущения формы поля нейтронов $\varepsilon = \varepsilon_2 = \text{const}$, можно представить отношение $\varepsilon_2/\varepsilon(t')$ в виде

$$\varepsilon_2/\varepsilon(t') = \omega + (1 - \omega)u(t'), \quad (9)$$

где $\omega = \varepsilon_2/\varepsilon_1$ – относительная эффективность детектора; $u(t')$ – нормированная функция изменения относительной эффективности детектора, изменяющаяся от 0 в начальном состоянии до 1 в конечном состоянии изменения относительной эффективности детектора во времени; назовем ее функцией влияния.

Например, предполагая, что при боковом расположении детекторов нейтронов и вертикальном перемещении органов регулирования обратная величина эффективности детектора меняется линейно от ε_1 до ε_2 с вводимой реактивностью от момента начала движения стержня СУЗ до момента его завершения, а именно,

$$\frac{\varepsilon_2}{\varepsilon(t')} = \frac{\varepsilon_2}{\varepsilon_1} + \left(1 - \frac{\varepsilon_2}{\varepsilon_1}\right) \frac{R_1 - R(t')}{R_1 - R_2}, \quad (10)$$

получают $u(t') = [R_1 - R(t')]/(R_1 - R_2)$, где R_1 и R_2 – эффективности стержня СУЗ соответственно в начале и конце его движения.

В соответствии с предложенным изменением эффективности детектора разбиваем интеграл в (1) на три интервала $(-\infty, t_H)$, (t_H, t_K) , (t_K, t) , где t_H – время начала возмущения реактивности, приравненное ко времени начала возмущения формы поля нейтронов; t_K – время завершения изменения формы поля нейтронов. Часто под t_K понимают время завершения изменения реактивности, т.е. время завершения движения стержня, что не всегда соответствует времени завершения изменения формы поля нейтронов.

В конечном счете для множества значений времени t_i , соответствующего времени конца интервала i (или каналу i), в области с постоянной реактивностью R_2 получают систему линейных условных уравнений с целью получения трех параметров R_2 , \tilde{Q}_2 и $\omega = \varepsilon_2 / \varepsilon_1$ и их погрешностей по методу наименьших квадратов (МНК) [2]:

$$R_2 A_i + \omega B_i + \tilde{Q}_2 + C_i = 0 \quad (i = k+1, \dots, k+m), \quad (11)$$

где $A_i = N_i$, $B_i = F_i - G_i$, $C_i = G_i + H_i - (N_i - N_{i-1}) / (\tau \alpha_k) - N_i$, т.е.

$$F_i = \sum a_j \lambda_j \int_{-\infty}^{t_i} N(t') \exp[-\lambda_j(t_i - t')] dt'; \quad 1 \leq i \leq (k+m); \quad (12)$$

$$G_i = \sum a_j \lambda_j \int_{t_H}^{t_i} N(t') u(t') \exp[-\lambda_j(t_i - t')] dt'; \quad (H+1) \leq i \leq (k+m); \quad (13)$$

$$H_i = \sum a_j \lambda_j \int_{t_k}^{t_i} N(t') \exp[-\lambda_j(t_i - t')] dt'; \quad (k+1) \leq i \leq (k+m). \quad (14)$$

Для получения массива величин F_i при $i < k$ используются рекуррентное соотношение (4) и начальные условия (5) и (6). Далее $F_{k+1} = F_k e^{-\lambda_j \tau}$ и $F_i = F_{i-1} e^{-\lambda_j \tau}$.

Массив G_i получается применением соотношения (4) для кусочно-линейной функции $n(t')u(t')$ со значениями $n_i, u_i \equiv n(t_i)u(t_i)$ в момент времени t_i . При этом начальное значение G_i принимается равным нулю: $G_H = 0$. После окончания возмущения реактивности характер рекуррентного соотношения меняется. Для G_{k+1} имеем $G_{k+1} = G_k e^{-\lambda_j \tau}$ и вообще $G_i = G_{i-1} e^{-\lambda_j \tau}$. Массив H_i получается с помощью равенства (4) при начальном значении $H_H = 0$.

Из системы уравнений (11) согласно работе [3] следуют три нормальных уравнения

$$\left. \begin{aligned} R_2 \sum A_i^2 + \omega A_i B_i + \tilde{Q}_2 \sum A_{ii} &= -\sum A_i C_i; \\ R_2 \sum A_i B_i + \omega B_i^2 + \tilde{Q}_2 \sum B_{ii} &= -\sum B_i C_i; \\ R_2 \sum A_i + \omega \sum B_i + \tilde{Q}_2 m &= -\sum C_i, \end{aligned} \right\} \quad (15)$$

где m – число значений индекса i для МНК. Из них для искомым параметров получим

$$R_2 = D_R / D, \quad \omega = D_w / D, \quad \tilde{Q}_2 = D_q / D, \quad (16)$$

где D – определитель системы (15), а D_R , D_w и D_q – определители соответствующих параметров [3]. Указанные алгоритмы реализованы в расчетной программе и позволяют получать эффективность стержня СУЗ, долю внешних источников и характеристики детекторов в реакторе.

На рис. 1 представлено показание детектора при измерении эффективности стержня АЗ-1. Экспериментальный сигнал является колеблющимся и перед обработкой нуждается в фильтрации. На рис. 2 изображено показание штатного реактиметра в процессе измерения

эффективности стержня СУЗ АЗ-1. В штатном реактиметре заложено решение уравнения ОРУК без внешнего источника нейтронов. Поэтому после падения стержня, когда реактор находится в подкритическом состоянии, его показания с течением времени стремятся к 0.

Обратим внимание на то, что для оценки эффективности стержня необходимо получить две величины реактивности. Одну положительную R_0 при разгоне реактора согласно (8) и вторую отрицательную R_2 , связанную с вводом отрицательной реактивности R_s стержнем СУЗ. Из рис. 2 следует, что начальная положительная реактивность меняется во времени без изменения положения стержней СУЗ в реакторе, что связано с изменением мощности реактора (рис. 1) и наличием обратной связи по реактивности. Таким образом, R_0 служит некоторой дифференциальной характеристикой процесса разгона и определяется как дифференциальная

величина на некотором небольшом начальном участке. В то время как R_2 находится из интегрального уравнения и служит интегральной величиной, на определение которой слабо влияет колебание сигнала и для чего необязательно этот сигнал фильтровать.

При определении R_0 в начальный момент разгона к моменту начала движения стержня реактор будет характеризоваться реактивностью

$$R_1 = R_0 - \delta R_0, \quad (17)$$

где δR_0 – абсолютная величина реактивности обратных связей. В принципе, определив R_0 на начальном и R_1 на конечном участках разгона, можно получить значение δR_0 , которое в первом приближении из-за небольшого абсолютного изменения мощности реактора, ведущего к изменению температуры почти равномерно по объему реактора, может дать значение температурного эффекта реактивности.

В конце эксперимента получим значение реактивности R_2 , которое можно представить следующим образом:

$$R_2 = R_1 + R_s + \delta R_0, \quad (18)$$

тогда

$$R_s = R_2 - R_1 - \delta R_0 = R_2 - R_0 + \delta R_0 - \delta R_0 = R_2 - R_0, \quad (19)$$

где R_s – эффективность стержня СУЗ.

Из (19) следует, что величина обратной связи из определяемой величины исчезает и не сказывается на погрешности ее определения. Таким образом, погрешность, связанная с влиянием обратных связей при определении эффективности стержня, проявляет себя как

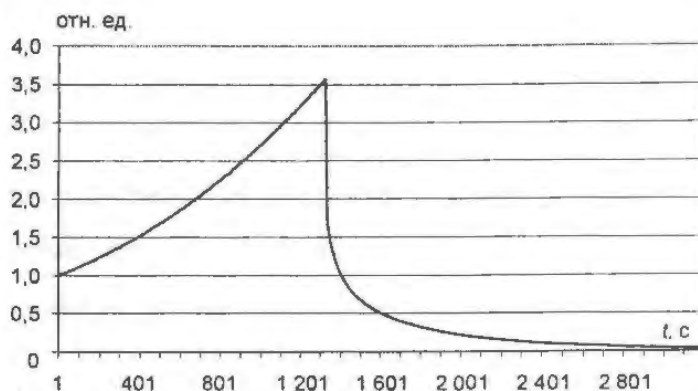


Рис. 1. Изменения сигнала при измерении

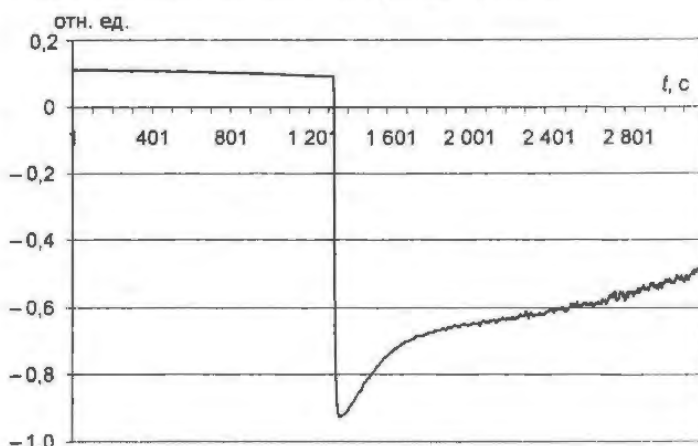


Рис. 2. Показания штатного реактиметра

погрешность определения R_0 . Для снижения этой погрешности ясно, что величина R_0 должна быть определена в начале разгона, но в начале разгон еще неустоявшийся, поэтому вопрос момента определения величины R_0 остается открытым. Хотя, определив R_0 на отрезке τ_0 до начала движения измеряемого стержня, соответствующего мощности реактора N_0 , и предполагая линейное изменение температуры с мощностью, можно получить положительное значение реактивности R_{00} в начале разгона, характеризуемой мощностью N_{00} , как

$$R_{00} = R_1 + (R_0 - R_1)(N_1 - N_{00}) / (N_1 - N_0) . \quad (20)$$

Функция $u(t)$ оказывает заметное влияние на погрешность величины эффективности стержня. Оценка максимальной погрешности может быть сделана при рассмотрении разности результатов двух состояний с крайними предположениями со ступенчатым изменением эффективности детектора от 0 до 1 в моменты начала и завершения движения стержня. Из расчетов следует, что для стержня АЗ-1 разность результатов оценки эффективности стержня СУЗ составит 4,5 % его эффективности. Эта цифра указывает на значительное влияние функции $u(t)$ на результат, учитывая, что результат получается при интегрировании, а функция $u(t)$ меняется на участке лишь в 2 с, при том что интегрирование проводится на отрезке в 212 с: 30 с до движения и 180 с после завершения движения стержня СУЗ.

Предположения о линейном изменении функции $u(t)$ от глубины погружения или от внесенной стержнем реактивности (10) обеспечивают вид функции $u(t)$, представленный на рис. 3, где эти кривые дополнены значениями функции $u(t)$, полученными из расчета в комплексе ГЕФЕСТ эффективности детекторов, расположенных в крайней справа ТВС № 504 модели реактора или ТВС, стоящей в ячейке 05-05 активной зоны реактора, как ближайшей ТВС к БИК согласно (3). При этом указатель m используется для детектора в центральной по высоте точке ТВС № 504, а указатель d – для самой нижней точки этой ТВС. Из рисунка следует, что функция $u(t)$ приходит в единицу не с завершением движения стержня, а гораздо позже, в районе 10 с, т.е. форма поля после завершения движения стержня продолжает меняться еще долгое время, многократно превышающее время движения стержня.

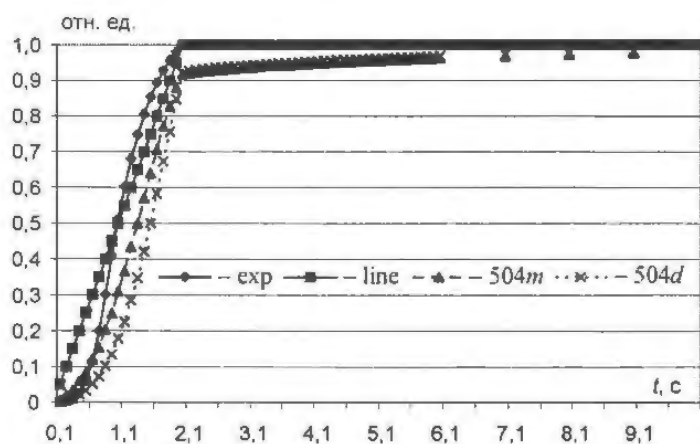


Рис. 3. Определение $u(t)$ из эксперимента, глубины погружения и расчета в ГЕФЕСТ

Данное обстоятельство можно объяснить быстрым падением “тяжелого” стержня, приводящим к быстрой потере мощности, существенному влиянию запаздывающих нейтронов на форму суммарного поля нейтронов или, другими словами, на существенной рост доли запаздывающих нейтронов в общем числе всех нейтронов в реакторе. При этом само значение $\beta_{эф}$ как эффективной доли запаздывающих нейтронов среди нейтронов деления также меняется из-за изменения общего спектра нейтронов деления по причине смягченного спектра запаздывающих нейтронов.

Результаты применения представленных выше функций в обработке сигналов показаний детектора показали, что отрицательная реактивность при использовании функции $u(t')$ из расчета меньше по абсолютному значению на 7% реактивности в предположении изменения $u(t')$ лишь при движении стержня СУЗ. Отметим, что к моменту окончания движения стержня функция $u(t')$ для детекторов в ТВС № 504 достигает значения в 0,92 и слабо отличается от места их расположения, что позволяет надеяться на аналогичное поведение этой функции $1 - (1 - e^{-\lambda_j \tau}) / (\lambda_j \tau)$ и в БИК.

Выше показано, что поведение функции влияния $u(t')$ сильно сказывается на результате обчета эксперимента. Показано, что поведение функции влияния может быть получено в расчетных оценках с дальнейшим применением этих оценок в обчете эксперимента. Однако, было бы хорошо функцию влияния также определять из эксперимента. Для определения функции влияния из экспериментальной информации поставили задачу минимизации отклонений получаемой в МНК реактивности по расчетным временным точкам на последних 100 с эксперимента, а именно:

$$\min \sqrt{\sum_{i=1}^M [\rho_i / \beta_{эф} - \rho_M / \beta_{эф}]^2 / (M - 1)}, \quad (21)$$

где M — последняя точка, отвечающая значению 180 с после остановки стержня СУЗ.

Результаты поиска функции влияния для стержня АЗ-1 представлены на рис. 4. Отметим, что функция влияния менялась в течение 13,7 с, а при остановке стержня имела значение 0,805. На рис. 5 демонстрируются показания реактиметра на последних 100 с из 180 с после остановки стержня АЗ-1, полученные при обработке сигнала обычным способом и путем построения функции влияния по экспериментальным данным. Среднее квадратическое отклонение, практически σ для реактивности, на этом стосекундном отрезке с использованием оптимизации более чем на порядок ниже, чем отклонения без оптимизации.

Из рис. 5 следует, что получаемое с оптимизацией значение реактивности отличается от значения реактивности, полученного по обычной методике. Расчеты показали, что продление функции влияния за момент остановки стержня ведет к получению меньших абсолютных значений отрицательной реактивности. Эти результаты могут привести к переоценке полной эффективности стержней АЗ а реакторе, хотя с учетом переоценки

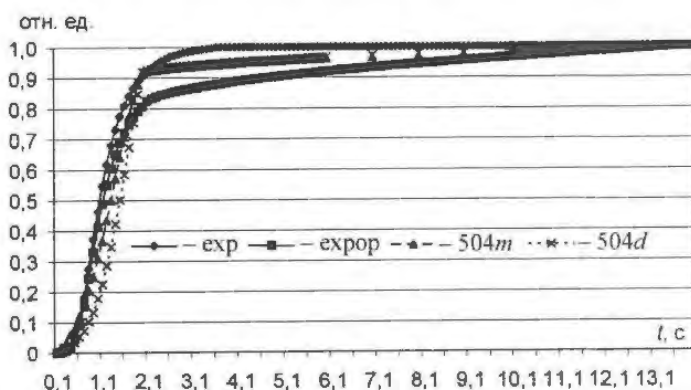


Рис. 4. Определение $u(t)$ для стержня СУЗ АЗ-1 из эксперимента с учетом падения реактивности, оптимизационной задачи и расчета в ГЕФЕСТ

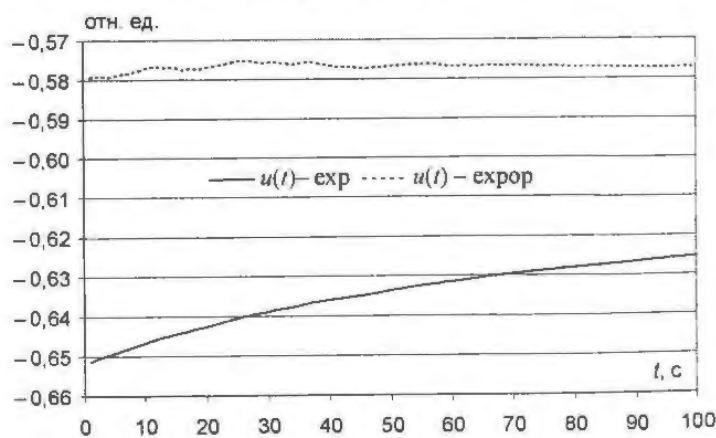


Рис. 5. Показания реактиметра последние 100 с эксперимента

данных по реактивности при разгоне окончательное отличие новых и прежних результатов обработки эксперимента будет небольшим. При этом обратим внимание, что в случае с оптимизацией не делалось никаких предположений о времени изменения функции влияния за исключением момента начала изменения, в то время как в стандартной методике такие предположения обозначены. Наверно, требует осмысления или обоснования длительность отрезка оптимизации (почему последние 100 с, а не другое время). Попутно обратим внимание на то, что при оптимизации создается возможность для более раннего окончания эксперимента из-за слабого изменения расчетной реактивности по времени (рис. 5).

При обработке экспериментального сигнала от стержня СУЗ – компенсатора выгорания (КС-18), время падения которого 180 с, получили, что функция влияния изменялась в течение падения стержня и 0,1 с после его остановки и слабо отличается от аналогичной функции, получаемой из предположения ее изменения пропорционально вносимой реактивности в течение падения стержня СУЗ. Это значит, что для медленно движущегося стержня проблема определения функции влияния не является острой, среднее квадратическое отклонение результата на последних 100 с невелико и находится на уровне среднего квадратического отклонения реактивности для стержня АЗ-1 на последних 100 с.

Полученные результаты говорят о том, что при быстром вводе реактивности и последующем быстром изменении мощности реактора при малых значениях последней происходит изменение формы поля нейтронов в пространстве реактора. При этом запаздывающие нейтроны отслеживают это изменение с большим опозданием, что и приводит к длительному процессу изменения формы поля после остановки стержня СУЗ. Учет данного обстоятельства в рамках методики обработки эксперимента с помощью МНК с минимизацией среднего квадратического отклонения обеспечивает получение достоверных данных с меньшей погрешностью и, возможно, за меньшее время эксперимента.

Согласно данным работы [3] в конце 35-й микрокампании проведены измерения эффективности стержня автоматического регулирования АР1 при вводе его в активную зону с разной скоростью. Скорость движения стержня для двух случаев изменялась с 11,55 до 66,34 мм/с. В таблице представлены усредненные данные обработки эксперимента штатным методом и с применением описанной выше методики поиска оптимальной функции влияния $u(t')$, где (exp) относится к стандартной методике, а (expop) – к оптимизированной.

Таблица результатов расчетов эксперимента по определению эффективности стержня АР1 при его движении с разной скоростью

Скорость движения	Метод расчета	$\rho +$, цент	$\rho -$, цент	ρ , цент
11,55 мм/с	exp	+7,59	-21,00	-28,59
	expop	+7,59	-20,83	-28,42
66,34 мм/с	exp	+9,028	-21,376	-30,40
	expop	+9,028	-20,488	-29,52

Из таблицы следует, что отклонение между расчетами по стандартной методике обработки результатов составило -1,81 цента, а по методике с оптимизацией функции влияния разница при оценке эффективности стержня при разной его скорости погружения составила -1,1 цента. Во время эксперимента при движении стержня с высокой скоростью он проходил ниже позиции нижнего концевика на 20 мм, что способствовало увеличению эффективности стержня в этом случае примерно на 0,43 цента. С учетом этого обстоятельства отклонение между расчетами по стандартной методике обработки результатов составило -1,38 цента, а при использовании методики с оптимизацией функции влияния разница при оценке эффективности стержня при разной его скорости погружения составила -0,67 центов, т.е. отклонение сократилось примерно вдвое.

Экспериментальная погрешность штатного определения эффективности стержня АР определена в $\pm 1,5$ цента или в 5%. Представленные данные указывают на то, что при приме-

нении методики обработки эксперимента по определению эффективности стержней с поиском оптимальной функции влияния $u(t)$ эта погрешность может быть снижена.

При использовании данной методики для обработки сигнала при измерении эффективности АЗ-1 на реакторе ВВЭР-1000 при физпуске I блока Волгодонской АЭС получен хороший результат при функции влияния, представленной на рис. 6. Отличие поведения функции влияния для реакторов БН-600 и ВВЭР-1000 можно объяснить различным положением ИК. Для первого реактора она расположена ниже активной зоны, а для второго реактора сбоку на уровне центра по высоте активной зоны.

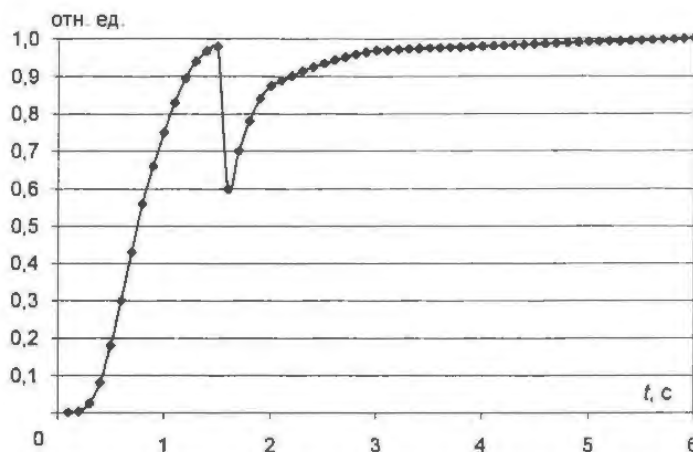


Рис. 6. Функция влияния при движении АЗ-1 на реакторе ВВЭР-1000

Заключение

В работе представлено описание методики определения эффективности стержней СУЗ БН-600 с пониженной погрешностью. Указанный алгоритм может быть применен для обработки получаемого расчетного или непосредственно экспериментального сигнала от детектора при оценке внесенной реактивности.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Экспериментальные методы физики реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1984.
2. Шокодько А.Г. Строгое уравнение кинетики ядерного реактора // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1988, вып. 4. – С. 3 – 9.
3. Щиголев Б.М. Математическая обработка наблюдений. – М.: Гос. изд-во физ.-мат. лит-ры, 1962.
4. Росляков В.Ф., Лыжин А.А., Желтышев В.А., Шаманский В.А. Результаты измерений эффективности РО РС1 с различными скоростями движения РО РС1 в активную зону реактора БН-600 в конце 35-й МКК. Тех. справка № 38-3/4-179, БАЭС, ОЯБИН, 1997.

Статья поступила в редакцию 11 декабря 2006 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, вып. 1, с. 89 – 97.

Идентификация динамических характеристик кодов RELAP5 и KОРСАР на частоте основного резонанса рабочего режима корпусного кипящего реактора ВК-50

И.И. Семидоцкий, В.М. Махин, В.А. Жителев, С.Н. Антонов,
ФГУП "ГНЦ РФ НИИАР", 433510, г. Димитровград-10 Ульяновской обл.

Фундаментальной характеристикой корпусных кипящих реакторов служит частота флуктуаций мощности, обусловленных гидронейтронной нестабильностью. Представлены результаты расчета этого параметра по кодам RELAP5/MOD3.2.2gamma и KОРСАР/V1 для рабочего режима реактора ВК-50 и режима с развитыми автоколебаниями мощности. Проведено сопоставление с экспериментальными данными внутриреакторных (детекторы прямой зарядки – ДПЗ) и внезонных (ионизационные камеры) датчиков.

Identification of the RELAP5 and KORSAR codes dynamic characteristic with regard to operating conditions of the VK-50 boiling water reactor and main instability frequency. I.I. Semidotsky, V.M. Makhin, V.A. Zhitelev, S.N. Antonov. A basic characteristic of the vessel-type boiling water reactors is a frequency of power fluctuations resulted from hydro-neutron instability. Presented here are the results of this parameter computation using the RELAP5/MOD3.2.2gamma and KORSAR/V1 codes with regard to the VK-50 operating conditions. The experimental data obtained with the in-core (direct-charge detectors) and out-of-core (ionization chambers) sensors have been compared.

Аттестованные Госатомнадзором России для расчетов динамики ВВЭР теплогидравлические коды RELAP5/MOD3.2 (США) [1] и KОРСАР/V1 (Россия) [2] являются современными кодами улучшенной оценки, широко используемыми в различных организациях атомной отрасли. В частности, код RELAP5/MOD3.2 – основа математической модели корпусного кипящего реактора ВК-50, разработанной в НИИАР для обоснования безопасности этой установки. Накоплен значительный опыт верификации этого кода по данным интегральных экспериментов на РУ ВК-50 [3].

Код KОРСАР/V1 (первая базовая версия [4]) применяется для кроссверификации с кодом RELAP5, в частности, при определении переходных характеристик моделей активной зоны реактора ВК-50. Поскольку эти характеристики во многом определяются свойствами установки на частоте ее основного резонанса [5], целесообразна верификация моделей кодов RELAP5 и KОРСАР по соответствующим экспериментальным данным.

Первым этапом верификации является оценка воспроизводимости кодом такой фундаментальной динамической характеристики установки, как частота флуктуаций нейтронного потока (мощности реактора), обусловленная механизмами гидронейтронной неустойчивости этой установки [6, 7]. Как показывает опыт эксплуатации реактора, эта частота незначительно (в пределах 20...30 %) меняется при изменении параметров рабочего режима и потому может быть определена по данным отдельных измерений.

Следует отметить, что все полученные ранее на РУ ВК-50 данные по рассматриваемой характеристике связаны с показаниями датчиков контроля энерговыделения, расположенных вне активной зоны. В настоящей работе впервые используется информация как от этих датчиков, так и от детекторов, располагавшихся непосредственно в активной зоне.

1. Описание активной зоны, исследуемого режима, системы измерений

Конструктивно активная зона реактора ВК-50 размещается в нижней части реактора в выемной корзине. Она состоит из 72 рабочих тепловыделяющих сборок (ТВС), 16-ти рабо-

чих органов с ручным регулированием и 3-х рабочих органов быстродействующей аварийной защиты. Высота активной зоны — 2 000 мм. Схема активной зоны приведена на рис. 1, где приведены места расположения “сухих” каналов для измерения физических характеристик активной зоны реактора и трубок Клеве для измерения расходов теплоносителя через ячейки активной зоны. За границей активной зоны в отражателе находятся свободные ячейки, в которых установлены датчики контроля мощности, и ячейки с резервными каналами для установки датчиков контроля мощности.

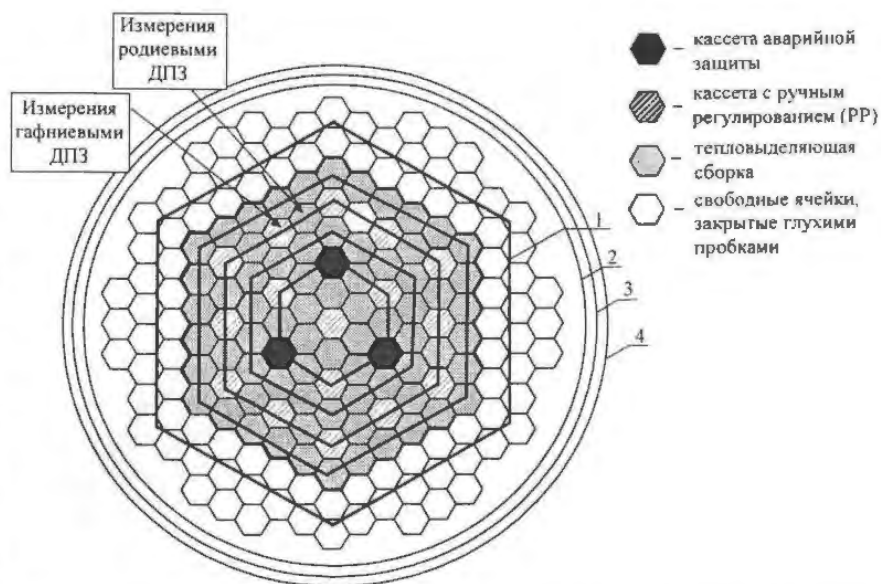


Рис. 1. Картограмма загрузки активной зоны: 1 — выгородка тягового участка; 2 — шахта; 3 — разделительная обечайка; 4 — корпус реактора

В двух ячейках (рис. 1) активной зоны реактора располагались двойные ДПЗ с эмиттерами из родия и гафния. Детекторы устанавливали в каналы до упора. Затем их поднимали вверх с фиксированным шагом (10 или 20 см), на каждом шаге выдерживали определенное время для стабилизации выходных сигналов датчиков, после чего проводили замеры выходных сигналов. Частота записи 100 Гц, размерность массива данных порядка 10^4 опросов по каждому из 4-х датчиков нейтронного потока. Таким образом, каждой высотной отметке соответствуют четыре временных ряда, представляющие результаты регистрации показаний 4-х детекторов. Всего получено 64 массива данных. Одновременно регистрировались показания штатных датчиков контроля мощности с периодом опроса 0,15 с каждой ионизационной камеры. Размерность массива данных этих датчиков составляет 10^3 опросов.

2. Определение спектральной плотности мощности флуктуаций нейтронного потока по результатам измерений

Как отмечалось, регистрация нейтронного потока в активной зоне реактора проводилась с применением ДПЗ двух типов: комптоновских с эмиттером из гафния и активационных с эмиттером из родия. Родиевый ДПЗ в отличие от гафниевого имеет существенно более высокую чувствительность, но характеризуется инерцией сигнала, обусловленной в основном значительным (около 40 с) периодом полураспада наведенного нуклида ^{104}Rh [8]. Для выделения комптоновской составляющей родиевого детектора использовался цифровой фильтр верхних частот с частотой 0,3 Гц половинной мощности.

Спектральная плотность мощности (СПМ) определялась методом прямого преобразования Фурье [9]. Сопоставление СПМ родиевого и гафниевого детекторов, полученных на одинаковых высотных отметках, показало практически полную их идентичность. Вместе с тем при перемещении по высоте активной зоны вид характеристики в области высоких частот заметно меняется (рис. 2).

На рис. 2 выделены характерные области обрабатываемого спектра. Резонансной частоте соответствует область частот с верхней границей до 4 Гц. В этой области при возникновении автоколебаний существенен вклад первых гармоник основного резонанса [10]. Диапазо-

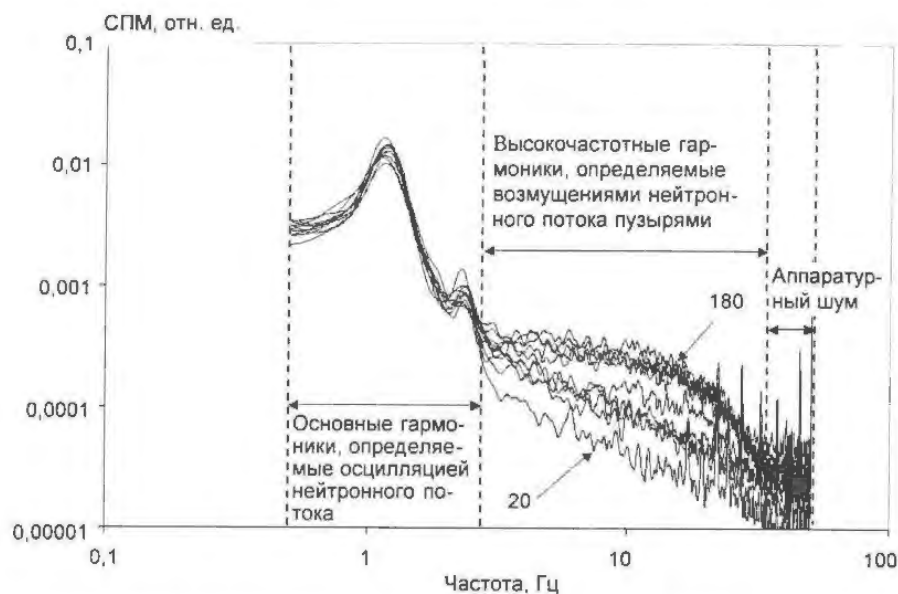


Рис. 2. СПМ мгновенной составляющей сигналов ДПЗ на различных высотных отметках; высота (см) отсчитывается от входа в топливную часть ТВС

Относительное расхождение данных разных типов датчиков порядка 9 % объясняется, по-видимому, различием в частоте опроса датчиков.

Помимо представленных данных, полученных в 2005 г., для целей верификации использовались данные экспериментальных режимов 2002 г. по определению границы устойчивости реактора ВК-50. В этих экспериментах осуществлялся выход за границу устойчивости реактора с амплитудой установившихся осцилляций мощности около 100 %. Регистрировались сигналы штатных датчиков.

3. Сопоставление экспериментальных и расчетных значений частоты основного резонанса РУ ВК-50

Расчетное значение частоты основного резонанса реактора ВК-50 получалось по динамической модели парогенерирующего канала (ТВС), описанной в работе [3]. По высоте парогенерирующий канал разбивали на 20 участков, которые представляют топливную часть и имеют одинаковую длину. Параметры обратных связей и распределение энерговыделения по объему активной зоны (ТВС) определялись расчетом по кодам САПФИР-95 [11], MCU RFFI-A [12]. Граничные условия на входе (расход и температура теплоносителя) и выходе (давление пара) являются заданными функциями времени (или контрольных переменных), для чего применяются соответствующие модели кодов КОРСАР и RELAP5. Величина газового зазора между топливом и оболочкой выбиралась равной 150 мк (зазор в холодном состоянии).

Моделирование по коду RELAP5 осуществлялось по версии MOD3.2.2gamma. Тестирование показало, что в этом коде отсутствуют присущие версии MOD3.2 недостатки, отмеченные в работе [3]. В частности, расчет статического распределения паросодержания устойчив, т.е. колебания локального расчетного паросодержания при фиксированных во времени граничных условиях отсутствуют. Распределение объемного паросодержания по высоте активной зоне не искажается.

В соответствии с характером анализируемых экспериментальных режимов идентификация динамических характеристик моделей осуществлялась различными способами. За границей устойчивости моделировался установившийся автоколебательный процесс (рис. 3),

ну примерно до 30 Гц соответствуют шумы нейтронного потока. Более высоким частотам – вплоть до частоты Найквиста (50 Гц) соответствуют аппаратные шумы.

Полученное по 64-м распределениям значение частоты основного резонанса реактора составило 1,16 Гц со стандартным отклонением 0,02 Гц. Для штатных датчиков (ионизационные камеры, расположенные вне активной зоны) получено значение 1,06 Гц.

частота основной гармоники которого может быть определена непосредственно по колебаниям мощности. Расчетные значения частот для кода КОРСАР (0,94 Гц) и RELAP5 (0,88 Гц) достаточно близки к экспериментальной величине ($1,0 \pm 0,05$ Гц). При этом форма колебаний, определяемая высшими гармониками, кодом RELAP5 моделируется несколько лучше, чем кодом КОРСАР.

В области рабочего режима (ниже границы устойчивости) идентификация осуществлялась путем имитации белого шума по различным параметрам. В коде КОРСАР для этого использовался генератор псевдослучайных чисел из разработанного авторами кода сервисного математического обеспечения. В системе контрольных компонент кода RELAP5 такая возможность не предусмотрена, поэтому эту систему модифицировали с последующей перекомпиляцией всего пакета. Чтобы свести к минимуму работы по модификации, стандартная функция вычисления арктангенса "atan" заменялась генератором псевдослучайных чисел с сохранением всех формальных атрибутов прежней контрольной переменной. Поскольку вычисление арктангенса осуществляется косвенным образом, фактически менялась контрольная компонента "сгп" кода.

При идентификации динамических характеристик кода КОРСАР возмущение наносилось двумя способами – по расходу теплоносителя на входе активной зоны или реактивности. Амплитуда флуктуаций расхода ($\pm 4\%$ от исходного рабочего значения) задавалась в соответствии с результатами измерения флуктуаций расхода естественной циркуляции РУ ВК-50 [7]. Для возмущения реактивности амплитуда флуктуаций задавалась равной $\pm 0,05 \beta_{эф}$, исходя из характера реальных осцилляций нейтронного потока в рабочих режимах. Оба метода нанесения возмущений дали практически идентичные значения частоты резонанса.

Для кода RELAP5 идентификация проводилась только по каналу реактивности, поскольку в компонентах, определяющих граничные условия (времязависимые объем и соединение), контрольные переменные могут применяться только в качестве аргумента для конкретных табличных значений аргумента и функции.

На рис. 4 сопоставлены расчетные и экспериментальные значения СПМ для

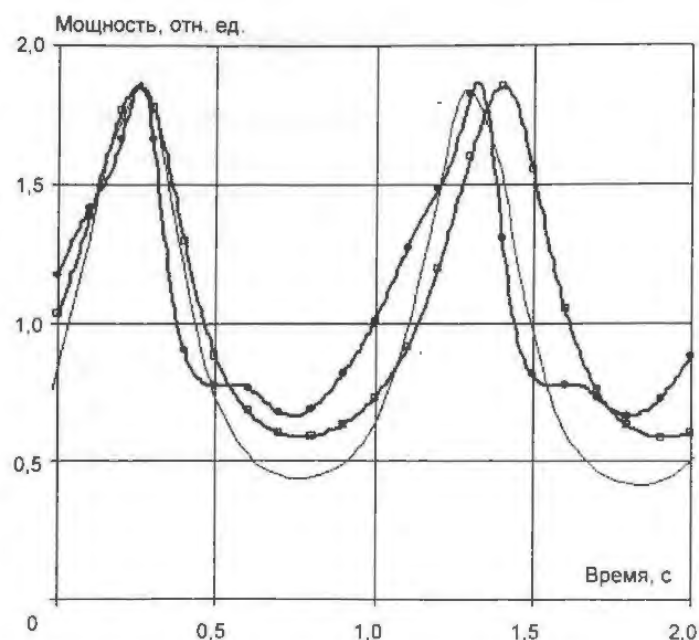


Рис. 3. Сопоставление расчетных и экспериментальных данных для автоколебаний мощности реактора за границей линейной устойчивости: расчет — RELAP (\square), КОРСАР (\bullet); эксперимент —

При идентификации динамических характеристик кода КОРСАР возмущение наносилось двумя способами – по расходу теплоносителя на входе активной зоны или реактивности. Амплитуда флуктуаций расхода ($\pm 4\%$ от исходного рабочего значения) задавалась в соответствии с результатами измерения флуктуаций расхода естественной циркуляции РУ ВК-50 [7]. Для возмущения реактивности амплитуда флуктуаций задавалась равной $\pm 0,05 \beta_{эф}$, исходя из характера реальных осцилляций нейтронного потока в рабочих режимах. Оба метода нанесения возмущений дали практически идентичные значения частоты резонанса.

Для кода RELAP5 идентификация проводилась только по каналу реактивности, поскольку в компонентах, определяющих граничные условия (времязависимые объем и соединение), контрольные переменные могут применяться только в качестве аргумента для конкретных табличных значений аргумента и функции.

На рис. 4 сопоставлены расчетные и экспериментальные значения СПМ для

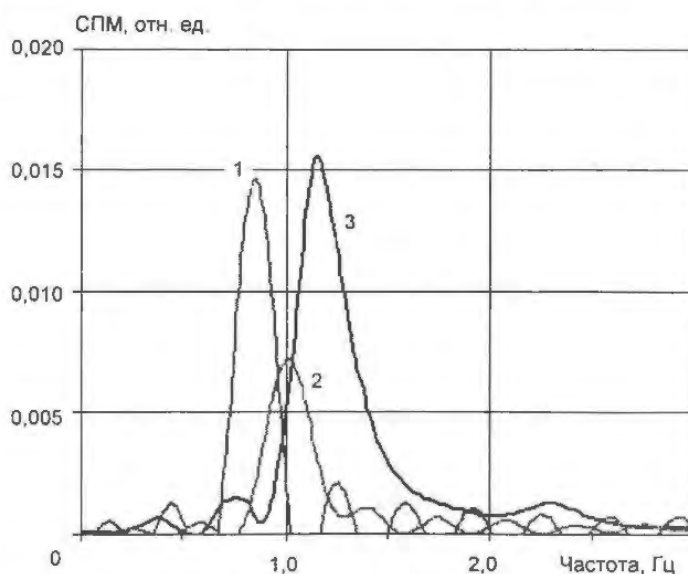


Рис. 4. Сопоставление расчетных и экспериментальных значений СПМ; расчет: 1 – RELAP5, 2 – КОРСАР; эксперимент: 3 – ДПЗ

диапазона частот, соответствующих осцилляционной составляющей флуктуаций мощности реактора. Расчетные значения частоты резонанса составили: для кода RELAP5 0,87 Гц, кода КОРСАР 1,0 Гц, экспериментальное значение 1,06...1,16 Гц.

Отметим, что полученный разброс расчетных и экспериментальных значений частоты порядка 0,9...1,2 Гц соответствует разбросу экспериментальных значений этого параметра, наблюдавшемуся в отдельные кампании реактора или даже между отдельными режимами. Например, в экспериментах 1985 г. для двух состояний с одинаковой мощностью реактора и различным положением регулирующих органов зарегистрированы значения 0,87 и 1,10 Гц частоты основной гармоники. Отсюда можно заключить, что дальнейшее уточнение расчетного значения частоты основного резонанса и устойчивости системы связано с детализацией пространственных эффектов, параметров обратных связей и других величин, например, теплового сопротивления газового зазора между топливом и оболочкой твэла [7].

Заключение

Теплогидравлические коды RELAP5/MOD3.2.2gamma и КОРСАР/V1 позволяют корректно оценивать значение частоты основного резонанса корпусного кипящего реактора ВК-50. Наблюдаемое при этом расхождение расчетных и экспериментальных значений частоты основного резонанса системы находится в пределах, соответствующих разбросу этой величины, наблюдавшемуся в различные кампании реактора. Показано также, что имеется возможность моделирования динамических режимов с выходом за границу устойчивости.

Авторы выражают свою признательность Тамаре Александровне Темноевой, осуществившей включение генератора псевдослучайных чисел в систему контрольных компонент кода RELAP5/MOD3.2.2gamma, а также Паулю Александровичу Леппику, сделавшему ряд ценных замечаний по существу рассматриваемой проблемы в ходе обсуждения представленного материала.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Berta V.T. et al.* RELAP5/MOD3 Code Manual. Volume I-VII // NUREG/CR-5535. INEL-95/0174. June 1995.
2. *Драгунов Ю.Г., Быков М.А., Василенко В.А. и др.* Опыт применения и развития расчетного кода КОРСАР для обоснования безопасности АЭС с ВВЭР // Теплоэнергетика, 2006, № 1. – С. 43 – 47.
3. *Семидоцкий И.И.* Опыт применения теплогидравлического кода RELAP5/MOD3.2 для моделирования статических и динамических режимов корпусного кипящего реактора ВК-50 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 1. – С. 28 – 38.
4. *Мигров Ю.А., Юдов Ю.В., Данилов И.Г. и др.* КОРСАР – расчетный код нового поколения для численного моделирования динамики ЯЭУ / Доклад на регион. информац. форуме по аналитическим методам и компьютерным кодам оценки безопасности атомных станций с реакторами типа ВВЭР и РБМК, Обнинск, 16 – 20 октября 2000 г. / Internet reference: www.insc.anl.gov/current/obn2000/S17.pdf
5. *Афанасьев В.А., Кебадзе Б.В., Санковский Г.И. и др.* Экспериментальное исследование устойчивости корпусного кипящего реактора ВК-50 // Атомная энергия, 1968, т. 24, вып. 4. – С. 363 – 367.
6. *Лепник П.А., Павлов С.П., Плютинский В.И.* К вопросу о механизме ВЧ-резонансной неустойчивости реактора ВК-50 // Атомная энергия, 1982, т. 52, вып. 6. – С. 379 – 382.
7. *Лепник П.А.* Экспериментальное исследование взаимодействия пульсаций нейтронного потока и расхода теплоносителя в корпусном кипящем реакторе // Атомная энергия, 1984, т. 57, вып. 6. – С. 420 – 422.

8. Мительман М.Г., Дубовский Б.Г., Любченко В.Ф. и др. Детекторы для внутриреакторных измерений энерговыделения. – М.: Атомиздат, 1977.
9. Марпл.-мл. С.Л. Цифровой спектральный анализ и его приложения / Пер. с англ. – М.: Мир, 1990.
10. Тихонова С.П., Хватов В.А., Семидоцкий И.И. Оптимизация параметров аварийной защиты реактора ВК-50 / Сб. тез. докл. отраслевой конф. “Теплофизика-2001”. Обнинск: ФЭИ, 2001. – С. 165 – 167.
11. Тебин В.В., Обухов В.В., Сергеев В.К. и др. Проект пакета программ САПФИР для решения задач расчета ячейки реактора // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1985, вып. 4. – С. 68 – 71.
12. Лиман Г.Ф., Майоров Л.В., Юдкевич М.С. Пакет программ MSU для решения методом Монте-Карло задач переноса излучений в реакторах // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1985, вып. 7. – С. 27 – 31.

Статья поступила в редакцию 25 августа 2006 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2007, вып. 1, с. 98 – 103.

БЕЗОПАСНОСТЬ

УДК 621.039.524.4-97.519.86

Применение методологии ВАБ для оптимизации режимов ремонта, техобслуживания и испытаний оборудования I энергоблока ЛАЭС

С.В. Кухарь,

Ленинградская АЭС, 188540, г. Сосновый Бор Ленинградской обл.,

Б.И. Винников,

ФГУ РНЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. акад. Курчатова, 1

Применена методология вероятностного анализа безопасности (ВАБ) для оптимизации положений Технологического регламента (ТР) в части ремонта, техобслуживания и испытаний оборудования АЭС с реакторами РБМК. На основе этой методологии проанализированы конфигурации энергоблока № 1 Ленинградской АЭС как с нерегулируемыми, так и регулирующими отключениями оборудования систем, важных для безопасности (СВБ).

Application of PSA methodology for optimization of repair, maintenance and tests modes of the equipment of Leningrad NPP unit I. S.V. Kukhar', B.I. Vinnikov. PSA methodology has been applied for optimization of Technical Regulations in the part of repair, maintenance and tests of equipment of NPP's with RBMK reactors. On the basis of this methodology the configurations of Leningrad NPP Unit 1 both with not regulated disconnected equipment and with regulated disconnected equipment of the systems, important for safety, have been analyzed.

1. Краткое введение в методологию анализа

Повышение эффективности применения методов ВАБ для нужд эксплуатации является задачей, закрепленной в отраслевой программе концерна "Росэнергоатом" [1] и программе развития ВАБ на ЛАЭС [2]. Настоящая работа – пример использования модели ВАБ уровня 1 (вероятностной модели) в качестве инструмента мониторинга риска при планировании и регламентировании испытаний, техобслуживания и ремонтов оборудования СВБ энергоблока № 1 ЛАЭС.

Методология ВАБ на основании информации, приведенной в ТР эксплуатации энергоблока, позволяет, в частности, определить вклад в величину риска допустимых времен простоя (ДВП) и интервалов периодических проверок СВБ и, кроме того, оптимизировать значения этих величин с целью возможного смягчения или ужесточения условий безопасной эксплуатации энергоблоков.

В работе основное внимание уделяется термину ДВП, который в ТР определяется следующим образом: ДВП есть время вывода из работы по причине ремонта, испытаний или техобслуживания конкретной системы или оборудования этой системы и относится к работе энергоблока на мощности. В течение этого времени ремонт, испытания или техобслуживание системы или оборудования системы должны быть завершены. Таким образом, суть решаемой задачи заключается в расчете увеличения величины риска при выводе из работы тех или иных элементов СВБ.

Для этого вводится так называемый фактор повышения риска RIF (Risk Increase Factor) для каждого базисного события в вероятностной модели: $RIF = ЧПАЗ_i / ЧПАЗ_б$, где ЧПАЗ_i – частота тяжелого повреждения активной зоны при конфигурации *i*, ЧПАЗ_б – соответствующая величина для исходной (базовой) конфигурации. Здесь под конфигурацией энергоблока понимается совокупность систем безопасности и связей между ними. По значению RIF су-

дят о влиянии на вероятностный показатель безопасности (уровень риска) нахождения в неработоспособном состоянии каждого элемента или СББ в целом (табл. 1).

Таблица 1. Зависимость вероятностного показателя безопасности (уровня риска) от диапазона значений RIF

Диапазон значений RIF	Рекомендации по оптимизации требований ТР	Уровень риска
$RIF \geq 50$	Необходимо внесение изменений в ТР в части исключения ДВП	1 (высокий)
$5 < RIF < 50$	Необходимо внесение изменений в ТР в части ограничения ДВП элемента (до среднего времени восстановления элемента)	2 (средний)
$RIF < 5$	Ограничений по ДВП не требуется	3 (низкий)

2. Действующие условия вывода из работы элементов СББ

В ТР энергоблока № 1 ЛАЭС [3] приводятся действующие условия эксплуатации. Они относятся к тому случаю, когда реактор должен быть заглушен при невозможности устранения за указанное время отказов различного оборудования. В табл. 2 приводится часть из них, относящаяся к рассматриваемой задаче.

Таблица 2. Условия безопасной эксплуатации при выводе оборудования СББ из работы

№	Система	Оборудование, выводимое из работы	ДВП
1.	Система аварийного охлаждения реактора (САОР) и аварийной подачи питательной воды (АППВ)	Каналы быстродействующей САОР	1 канал на не более 2 часа
		Каналы САОР длительного расхолаживания	1 канал на не более 2 часа
2.	Система защиты от превышения давления (СЗПД) в контуре многократной принудительной циркуляции (КМПЦ)	Открытие и последующая посадка 1-го ГПК*	Не более 30-ти минут
3.	Установка запаса химически обессоленной воды (УЗ ХОВ)	Снижение запаса воды $< 800 \text{ м}^3$	Не более 2-х часов
4.	Информационная подсистема систем безопасности (ИП СБ)	Комплект АЗРТ**	1 комплект на не более 48 часов
5.	Информационная система (ИС) СКАЛА	Вся система	На не более 30 минут

* ГПК – главный предохранительный клапан,

** АЗРТ – аварийная защита реактора по технологическим причинам

3. Анализ конфигураций энергоблока

Выполненный анализ состоит из двух частей. В первой анализируется конфигурация систем безопасности энергоблока, образовавшаяся вследствие нерегламентируемых отключений оборудования СББ. Во второй части проводится анализ конфигураций, образовав-

шихся вследствие регламентируемых отключений оборудования. Расчеты проводились по вероятностной модели, разработанной в формате шведского кода Risk Spectrum.

Анализ конфигурации, образующейся вследствие нерегламентируемых отключений оборудования СВБ. Описание анализируемой конфигурации представлено в табл. 3.

Таблица 3. Предельная конфигурация энергоблока для анализа нерегламентируемых ТР отключений оборудования СВБ

Название системы	Отключаемые элементы системы	Пояснение
САОР	1МПЭН-1	
	1МПЭН-3	
	1АПН-1	
	1АПН-4	
	1П1-2521	Задвижка подключения МПЭН к КСАОР ЛП
	1П2-2521	Задвижка подключения МПЭН к КСАОР ПП
	1ПО-1221	Задвижка подключения 1АПН-4,5 к НК 1АПН-1,2,3
Система аварийной конденсации пара (САКП)	1ТК	
	1АКНТК	
	1КНТК	
Система аварийного электроснабжения (САЭ)	1ДГ-1	
	1ДГ-12	
УЗ ХОВ	1ДГ	Насос АВПТ
	1НОС	Насос УЗ ХОВ
Система технического водоснабжения (СТВ)	1НА-1	Насос СТВ здания 401
Система надежного технического водоснабжения (СНТВ)	1НБ-1	Насос СНТВ здания 480

Обозначение главных элементов в табл. 3: МПЭН – малый питательный электронасос, АПН – аварийный питательный насос, ТК – технологический конденсатор, ДГ – дизель-генератор, КСАОР ЛП – коллектор САОР левой петли, КСАОР ПП – коллектор САОР правой петли, НК – напорный коллектор, АКНТК – аварийные конденсатные насосы ТК, КНТК – конденсатные насосы ТК.

Ряд систем и оборудования СВБ не приводится в ТР, поэтому их отключение принимается возможным при условиях, когда выводятся из работы обеспечиваемые ими системы. Исследованы 2 конфигурации при работе энергоблока на номинальной мощности: базовая конфигурация – нет оборудования, выведенного в ремонт ($ЧПАЗ_6 = 2E-06$ 1/год); предельная конфигурация – выведено одновременно все оборудование, разрешенное ТР (мониторинг риска для предельной конфигурации, работа энергоблока на номинальной мощности). Детальные результаты анализа приводятся в отчете [4], здесь приводятся основные результаты.

1. Попадание блока в предельную конфигурацию на временном отрезке между двумя остановами приводит к повышению риска повреждения активной зоны (в среднем) до примерно $4E-05$ 1/год.

2. Показатель RIF для предельной конфигурации составил ~ 20 , что $< 1E-04/2E-06$, и соответственно (табл. 1) ужесточение требований ТР в части нерегламентируемых продолжительностей выводов в ремонт не требуется.

3. Для изучения необходимости дополнительных требований по ограничению ДВП для оборудования, не включенного в перечень ТР, выполнен анализ значимости. По значению

фактора RIF можно судить об опасности событий. Для тех событий, которые связаны с единичными отказами и имеют $RIF \geq 25$, рекомендуется ввести в ТР запрет на вывод в ремонт. Для других единичных отказов RIF в диапазоне ($2,5 < RIF < 25$) рекомендуется ввести ограничение по ДВП. Информация по фактору RIF, представленная в [4, табл. 2.3.2], может быть использована в качестве справочной при планировании ремонтов и оптимизации в ТР.

4. Для определения приемлемости положений ТР с точки зрения проектных принципов обеспечения безопасности (главным образом соответствие энергоблока в предельной конфигурации принципу единичного отказа) выполнен анализ минимальных сечений отказов [4, табл. 2.3.3] для предельной конфигурации, который показывает, что для ряда проектных аварий при такой конфигурации не обеспечивается принцип единичного отказа. Наиболее опасны такие режимы в условиях наступления исходных событий, связанных с внешними воздействиями: наводнение, ураган, нагоны тины.

Анализ конфигураций с регламентируемыми отключениями оборудования выполняется для определения возможности "смягчения" положений ТР в отношении ограничений ДВП. Анализируются 10 вариантов конфигураций энергоблока, выбранных на основании ограничений ДВП в ТР для элементов САОР. Описание анализируемых конфигураций и значения вероятностного показателя безопасности приводятся в табл. 4 (здесь средняя за год ЧПАЗ).

Таблица 4. Анализируемые конфигурации энергоблока для регламентируемых отключений оборудования

Название системы	Отключаемые элементы	Варианты	ЧПАЗ, 1/реактор-год
	Нет	базовый	2,02E-06
САОР ДР	1МПЭН-1, 1МПЭН-2	1	2,47E-06
	1МПЭН-3, 1МПЭН-4	2	2,08E-06
	1По-1735	3	2,04E-06
	1По-2521, 1По-2551	4	2,02E-06
	1АПН-1, 1АПН-2	5	2,49E-06
	1АПН-4, 1АПН-5	6	1,27E-04
	Бак АПН	7	2,62E-06
	Емкость САОР	8	1,34E-04
САОР БД	1 канал САОР БД	9	2,02E-06
УЗ ХОВ	Емкость УЗ ХОВ	10	4,12E-06

В табл. 4 САОР ДР – САОР длительного расхолаживания, САОР БД – САОР быстрого действия.

Профиль изменения интегрального риска ($ЧПАЗ = F(t)$) для анализируемых конфигураций представлен в [4, рис. 2.3.2.1 ... 2.3.2.10]. Из анализа табл. 4 следует, что почти для всех вариантов, кроме 6 и 8, ЧПАЗ или не изменяется совсем, или слабо увеличивается. Этот результат указывает на то, что значение ДВП, установленное в ТР, можно увеличивать. Для вариантов 6 (одновременное отключение 1АПН-4 и 1АПН-5) и 8 (отключение емкости САОР) фактор повышения риска лежит в диапазоне $50 < RIF < 500$, что подтверждает необходимость ограничения ДВП для таких конфигураций. Оптимальное значение ДВП можно определить с помощью дополнительных расчетов.

Заключение

1. Применена методология ВАБ для оптимизации положений ТР в части ремонта, техобслуживания и испытаний оборудования АЭС с реакторами РБМК. На основе этой методологии проанализированы конфигурации энергоблока № 1 ЛАЭС как с нерегламентируемыми, так и регламентируемыми отключениями оборудования СВБ.

2. Для конфигураций с нерегламентируемым отключением показано, что риск повреждения активной зоны может достигать величины $4E-05$ 1/реактор-год. Однако это значение не превышает установленного в ОПБ-88/97 критерия $10E-05$ 1/реактор-год. Следовательно, ужесточение требований ТР в части нерегламентируемых продолжительностей выводов в ремонт оборудования не требуется.

3. Для конфигураций с регламентируемым отключением вывод в одновременный ремонт двух насосов 1АПН-4, 1АПН-5 и емкости САОР приводит к опасным режимам эксплуатации, что требует немедленного заглушения реактора оператором по ТР, однако возможна оптимизация ДВП. Результаты анализа безопасности для всех других рассмотренных конфигураций констатируют, что требования ТР в части ограничения простоев в ремонте оборудования могут быть пересмотрены в сторону смягчения (увеличения) без снижения уровня безопасности.

Контактная связь: Винников Бронислав Иванович, тел.: (499)-196-70-70, e-mail: vinnikov@dcnr.vver.kiae.ru

Список литературы

1. *Программа* мероприятий по повышению эффективности использования методов ВАБ при эксплуатации атомных электростанций концерна "Росэнергоатом" (АЭС ПРГ-109К04), утвержденная техническим директором концерна "Росэнергоатом" Н.М. Сорокиным 23.09.04.
2. *Программа* развития Вероятностного Анализа Безопасности (ВАБ) энергоблоков ЛАЭС, утв. главным инженером ЛАЭС О.Г. Черниковым 30.10.2003 г., техн. библ-ка ЛАЭС, инв. № 25519.
3. *Технологический* регламент по эксплуатации энергоблока № 1 Ленинградской АЭС с реактором РБМК-1000, арх. ПТО, инв. № 0-3334/0, ЛАЭС, 2004.
4. *Риск* – информативный подход к планированию проверок и ремонтов. Анализ положений технологического регламента энергоблока № 1 в части допустимых времен простоя элементов СВБ. Отчет ЛАЭС ISA-LNPP1-RT-4272-R, 2006.

Статья поступила в редакцию 15 декабря 2006 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2007, вып. 1, с. 104 – 108.

СОДЕРЖАНИЕ

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ ДИНАМИКИ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

<i>Зизин М.Н., Иванов Л.Д.</i> Программы и тесты для решения нестационарных нейтронно-физических задач в интеллектуальной программной системе ShIPRW	3
<i>Васекин В.Н., Долгов Ю.А., Муратов А.Г.</i> Расчет температуры графита для моделирования трехмерной нейтронной кинетики реактора РБМК в переходных режимах.....	14
<i>Селезнев Е.Ф., Айзатулин А.И., Белов А.А., Козлова Н.В., Федоров И.В.</i> Расчет динамических режимов РУ БН-600 на базе комплекса JOKER.....	22

ИЗМЕРЕНИЕ РЕАКТИВНОСТИ

<i>Абрамов Б.Д., Матвеев Ю.В.</i> Взаимосогласованное определение реактивности и других коэффициентов точечной модели кинетики, наилучших для данного реактора.....	29
<i>Кавун О.Ю., Попыкин А.И., Шевченко Р.А.</i> Расчеты ввода большой реактивности в реактор ВВЭР-1000.....	35
<i>Юферов А.Г.</i> Передаточные функции и коэффициенты чувствительности реактиметра	43

АВТОМАТИЗАЦИЯ ПРОЕКТИРОВАНИЯ

<i>Алиев А.В., Калинин Д.В., Шукин А.А., Борский Ю.Н., Лавровский М.Ю.</i> Многоцелевая программная макротехнология SOVOL	51
<i>Алиев А.В., Шукин А.А., Калинин Д.В., Борский Ю.Н., Лавровский М.Ю., Привалова Д.В.</i> Использование виртуальной реальности при разработке тренажера для оперативного персонала разгрузочно-загрузочной машины для реакторов РБМК-1000.....	65
<i>Айзатулин А.И.</i> Разработка программного обеспечения для создания, отладки и тестирования моделей цифровых СКУ АЭС нового поколения на основе проектных данных.....	69

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

<i>Пинегин А.А., Шумский Б.Е.</i> Экспериментальные погрешности и возможность их компенсации при определении эффективности аварийной защиты и дифференциальной эффективности группы ОР СУЗ в реакторе ВВЭР-1000	76
<i>Селезнев Е.Ф., Белов А.А., Пряничников А.В.</i> Методика обработки эксперимента по определению эффективности стержней СУЗ с поиском оптимальной относительной эффективности детектора	89
<i>Семидоцкий И.И., Махин В.М., Жителев В.А., Антонов С.Н.</i> Идентификация динамических характеристик кодов RELAP5 и KOPCAP на частоте основного резонанса рабочего режима корпусного кипящего реактора ВК-50	98

БЕЗОПАСНОСТЬ

<i>Кухарь С.В., Винников Б.И.</i> Применение методологии ВАБ для оптимизации режимов ремонта, техобслуживания и испытаний оборудования I энергоблока Ленинградской АЭС.....	104
---	-----

CONTENTS

NEUTRON PROBLEMS OF NUCLEAR REACTORS DYNAMICS

<i>Zizin M.N., Ivanov L.D.</i> Codes and benchmarks for the multigroup time dependence neutron 3D diffusion calculations in the ShIPRW intellectual program system.....	3
<i>Vasekin V.N., Dolgov Yu.A., Muratov A.G.</i> Calculation of temperature of graphite for modeling three-dimensional neutron kinetics RBMK in transitive modes	14
<i>Seleznev E.F., Aizatulin A.I., Belov A.A., Kozlova N.V., Fedorov I.V.</i> NPP BN-600 dynamics calculation at the base of computer code JOKER.....	22

REACTIVITY MEASUREMENTS

<i>Abramov B.D., Matveev Yu.V.</i> The reactivity and other coefficients of the point reactor kinetics model identification.....	29
<i>Kavun O.Yu., Popykin A.I., Shevchenko R.A.</i> Calculation of big reactivity inserting in VVER-1000	35
<i>Yuferov A.G.</i> Transfer functions and factors of sensitivity of the reactimeter	43

COMPUTER AIDED DESIGN

<i>Aliev A.V., Kalinin D.V., Shchukin A.A., Borsky Yu.N., Lavrovsky M.Yu.</i> Multy-purpose programming macro-technology SOBOL.....	51
<i>Aliev A.V., Shchukin A.A., Kalinin D.V., Borsky Yu.N., Lavrovsky M.Yu., Privalova D.V.</i> Using of virtual realityfor development of operating personnel simulator of refueling machine for RBMK-1000 reactor.....	65
<i>Aizatulin A.I.</i> Software development for creation, debugging and testing the NPP last generated digital I&C models on the basis of the design data	69

EXPERIMENTAL RESEARCHES

<i>Pinegin A.A., Shumsky B.E.</i> Experimental uncertainties and possibility of their compensation while defining effectiveness of safety protection system and differential effectiveness of control rod group in a reactor VVER-1000.....	76
<i>Seleznev E.F., Belov A.A., Pryanichnikov A.V.</i> Processing method experiment for determination control rod effectiveness with definition of optimum relative detector effectiveness	89
<i>Semidotsky I.I., Makhin V.M., Zhitelev V.A., Antonov S.N.</i> Identification of the RELAP5 and KORSAR codes dynamic characteristic with regard to operating conditions of the VK-50 boiling water reactor and main instability frequency.....	98

SAFETY

<i>Kukhar' S.V., Vinnikov B.I.</i> Application of PSA methodology for optimization of repair, maintenance and tests modes of the equipment of Leningrad NPP unit 1	104
--	-----

Правила оформления статей

При подготовке статьи в сборник автор должен руководствоваться стандартом "Оригиналы авторские и текстовые издательские" (ОСТ 29.115 – 88). К авторским оригиналам, передаваемым для издания, предъявляются следующие требования:

1. Экземпляр статьи должен быть первым, отпечатан на одной стороне листа формата А4 шрифтом № 12 через 2 интервала. Статья должна быть составлена в следующем порядке: индекс УДК; заглавие; инициалы и фамилии авторов; место работы каждого автора с почтовым адресом; аннотация на русском и английском языках (не более 10 строк каждая); текст; список литературы; рисунки; подрисуночные подписи (на отдельном листе).

2. Статья должна также предоставляться обязательно в виде электронной версии обычным шрифтом № 11 Times New Roman, междустрочный интервал – одинарный, в редакторе Word 97 или более поздних версий. Текст не форматируется, в качестве имени файла используется ФИО первого автора статьи. Кавычки в тексте ставятся при английской раскладке клавиатуры ("..").

3. Содержание статьи должно быть кратким и четким. Исключаются общие рассуждения, известные положения. Не допускается дублирование материала в тексте, таблицах, подрисуночных надписях. Необходимо соблюдать единообразие в написании терминов, наименований физических величин и единиц измерения, условных обозначений, сокращений, символов. Наименования и обозначения единиц физических величин необходимо приводить в системе СИ.

Необходимо обращать внимание на написание прописных и строчных букв: русские и греческие буквы (α , β , γ , φ и т.д.) набираются прямо, а латинские (x , y , z , w и т.д.) – курсивом. Те же требования в обозначениях нужно соблюдать при написании индексов и степеней в формулах. Обозначения матриц и векторов набираются полужирным шрифтом прямо. Формулы, включенные в текст, следует набирать без увеличения интервала между строками, например b/d , $\exp(x/e)$.

4. Таблицы нумеруются, каждая таблица должна иметь заголовок. Сокращения в графах таблицы не допускаются. В тексте необходимы ссылки на все таблицы. Таблицы печатаются в общем тексте после первой ссылки.

5. Формулы и буквенные обозначения величин должны быть размечены и сразу расшифрованы. Формулы нумеруются арабскими цифрами, номер ставится с правой стороны листа в круглых скобках. Нумеровать следует только те формулы и уравнения, на которые есть ссылка в последующем изложении. Формулы выполняются в редакторе Equation 3.0 при невозможности набора на клавиатуре (x_n^2 , y_m^n , \sqrt{x} , $\int_0^1 x$, $\frac{1}{y}$ и т.д.). Подстрочные и надстрочные индексы вводятся с клавиатуры (x_3 , км^2 и т.д.), греческие буквы вставляются через Меню *Вставка* → *символ*.

6. В тексте статьи рисунок обязательно представляется на отдельном листе формата не более А4. На рисунках допускается минимальное число обозначений – краткие цифровые (по порядку номеров слева направо или по часовой стрелке) или буквенные обозначения. Все пояснения выносятся в подрисуночные подписи. На обороте каждого рисунка указываются фамилии авторов, название статьи, номер рисунка, обозначения верха и низа. Внутренние надписи на рисунках набираются шрифтом № 10. Внизу каждого рисунка должны быть

приведены его номер и подрисуночная подпись шрифтом № 10. При наличии нескольких различных графиков на одном рисунке каждый из них обозначается русскими буквами а), б), в) и т.д. и расшифровывается.

В компьютерном виде рисунки представляются в отдельных файлах, выполненные в графических редакторах *Paint*, *PhotoShop*, *CorelDraw* в черно-белом цвете (фотографии в растровом формате *tif*, *dpi-300*). Рисунки в Word не вставлять кроме случаев, когда рисунок изначально выполнен в Word.

7. Ссылки на литературу в тексте даются по порядку арабскими цифрами в квадратных скобках. Список литературы составляется в той же последовательности, в которой приводятся ссылки на литературу. Фамилии и инициалы авторов набираются полужирным курсивом.

8. Список литературы следует оформлять в соответствии с Государственным стандартом "Библиографическое описание документа" (ГОСТ 7. 1-2003), в частности, необходимо указать :

а) для журнальных статей – фамилии и инициалы авторов (не менее трех первых), название статьи, название журнала (без кавычек), год, том, выпуск, номер, страницы;

б) для книг – фамилии и инициалы авторов, полное название книги, место издания, издательство (без кавычек), год издания;

в) для авторефератов диссертаций – фамилию и инициалы автора, название автореферата диссертации, на соискание какой ученой степени написана диссертация, место и год защиты;

г) для препринтов – фамилии и инициалы авторов, название препринта, наименование издающей организации, шифр и номер, место и год издания;

д) для патентов – фамилии и инициалы авторов, название патента, страну, номер и класс патента, дату и год заявления и опубликования патента;

е) для отчетов – фамилии и инициалы авторов, название отчета, инвентарный №, наименование организации, год выпуска;

ж) для электронных источников – полный электронный адрес, позволяющий обратиться к публикации.

9. В конце текста перед списком литературы указываются контактный телефон и, желательно, адрес электронной почты.

Вниманию читателей

научно-технического сборника

“Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов”!

Редколлегия сборника “ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов” информирует авторов и читателей сборника об организации со II полугодия 2007 г. подписки на “ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов”. Сборник включен в Каталог “Издания органов научно-технической информации” Агентства “Роспечать” (индекс 66675, подписная цена 200 руб. за один экземпляр).

Напоминаем, что “ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов” по-прежнему издается в трех выпусках: Физика и методы расчета ядерных реакторов, Динамика и безопасность ядерных энергетических установок и Импульсные реакторы и простые критические сборки.

Призываем заинтересованных специалистов поддержать активной подпиской сборник “ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов”.

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

С е р и я: Физика ядерных реакторов

Выпуск 1

Ответственный за выпуск С.М. Зарицкий

Редактор В.В. Пчелин

Подписано в печать 15.05.07. Формат 70×108/16
Печать офсетная. Усл. печ. л. 12,4. Уч.-изд. л. 14,6. Тираж 250. Индекс 3646. 13 статей. Заказ 37

Отпечатано в Российском научном центре “Курчатовский институт”
123182, Москва, пл. Академика Курчатова, 1

Индекс 3646

ISSN 0205—4671. Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2007, вып. 1, 1—112