

624.039.5
В77

ISSN 0205-4671

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР "КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"



ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ:

Физика ядерных реакторов

ВЫПУСК

3

2002

Рекомендуем оформить подписку и прислать материалы для публикации в журналах, выпускаемых издательством научно-технической литературы «НАУЧТЕХЛИТИЗДАТ»:

«ИНЖЕНЕРНАЯ ФИЗИКА»

Публикует работы в области физико-энергетических установок и процессов, ядерного научного приборостроения, средств наблюдения и защиты, технической физики.

Индекс в каталоге ОАО «Роспечать» – 79217.

Телефон редакции: (095) 231-78-81.

«ИСТОРИЯ НАУКИ И ТЕХНИКИ»

История развития физики, математики, химии, биологии, техники, медицины, отраслей промышленности и многое другое. Журнал открывает окно в знание прошлого, публикует малоизвестные и неизвестные факты о великих открытиях и изобретениях, рассказывает о людях, чьи исследования перевернули мир науки, а изобретения круто изменили жизнь общества.

Все самое интересное и увлекательное в науке древнейших времен и до наших дней!

Индекс в каталоге ОАО «Роспечать» – 80678.

Телефон редакции: (095) 231-78-80.

«ПРИБОРОСТРОЕНИЕ И СРЕДСТВА АВТОМАТИЗАЦИИ.

Энциклопедический справочник»

Публикует широкий спектр справочной информации по приборо- и системостроению: каталоги выпускаемых приборов для измерений, контроля, диагностики, управления; программные продукты; новые средства автоматизации; материалы и комплектующие изделия; нормативные и методологические материалы по стандартизации и метрологии; сообщения об изобретениях; статьи, лекции, семинары, симпозиумах, форумах; аннотации новых книг.

Индекс в каталоге ОАО «Роспечать» – 79757.

Телефон редакции: (095) 231-30-01.

Издательство «НАУЧТЕХЛИТИЗДАТ»:

Альмов переулок, дом 17, строение 2.

4231800

621.039.5
В 74

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР "КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

НАУЧНО - ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

СЕРИЯ

ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Издается с 1989 г.

ВЫПУСК 3

ДИНАМИКА И БЕЗОПАСНОСТЬ

ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Издается с 1971 г.

МОСКВА – 2002

42318 НФ

Выпуски "Динамика и безопасность ядерных энергетических установок" готовятся
НИИ механики Нижегородского государственного университета
603950, Нижний Новгород, ГСП-1000, проспект Гагарина, 23, к. 6

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)

Редакция выпуска:

В.В. Безлепкин, С.Н. Богдан, М.Х. Дорри, А.Д. Ефанов, О.Б. Клочков, А.И. Колесников,
А.С. Коршунов, А.Е. Крошилин, Э.С. Куропатенко, С.Д. Малкин (гл. редактор),
О.И. Мелихов, Л.Н. Подлазов, В.В. Пчелин (отв. секретарь выпуска), Е.Ф. Сабаев,
Л.В. Смирнов (зам. гл. редактора), В.П. Соловьев, В.П. Спассков, В.Ф. Стрижев,
Н.В. Шукин, 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.

УДК 621.039

Математическое моделирование массопереноса в реакторе на неструктурированной расчетной сетке

В.В. Кобаров

ГП НИТИ им. А.П. Александрова, 188540, Сосновый Бор Ленинградской обл.

Предложена методология моделирования переноса сосредоточенных масс теплоносителя с возмущенными значениями температуры и/или концентрации бора в реакторе типа ВВЭР. Приведены результаты вычислительных экспериментов с помощью трехмерного расчетного кода на основе предложенной методологии.

MATHEMATICAL SIMULATION OF MASS TRANSFER IN REACTOR ON THE UNSTRUCTURED NUMERICAL GRID. V.V.KOBAROV. Simulation methodology for transfer in VVER of coolant masses with disturbed temperature and/or boron concentration values is suggested. Results of numerical experiments by 3D-computational code on base of suggested methodology are presented.

Существует ряд задач при проектировании и эксплуатации реакторных установок, для решения которых необходимо трехмерное математическое моделирование процессов массопереноса. К таким задачам относится исследование полей концентраций бора и перемешивания теплоносителя до входа в активную зону (а.з.) в стационарных условиях при возмущении на одном или нескольких входных патрубках по расходу теплоносителя, его температуре и/или по концентрации бора, а также задачи исследования некоторых переходных режимов.

1. Расчетная сетка

Математической основой постановки задач являются осредненные по времени уравнения Навье-Стокса с различными граничными условиями и особенностями внутри исследуемой области течения теплоносителя.

Касаясь здесь только конечно-разностных методов решения, отметим, что основанные на них расчетные коды используют структурированную (регулярную) расчетную сетку. Термин "структурированная сетка" используется широко, но общепринятого определения не имеет. Будем, следуя обзору [4], под расчетной сеткой понимать комплекс подмножеств, состоящих из размернооднородных элементов, на топологически связной области (элементы – узлы, ребра, грани и т.п.), а под структурированной (регулярной) сеткой такую, топологическая структура и геометрические характеристики которой

Имеются работы как отечественных [1, с. 27 – 46], так и зарубежных авторов [2, 3], в которых приводятся результаты экспериментальных исследований и расчетные результаты, полученные с помощью теплогидравлических трехмерных кодов (типа PHOENIX, CFX4.2 и т.п.). Однако используемые расчетные коды не универсальны и для применения нуждаются в верификации на основе экспериментальных данных. Поэтому продолжают работы по совершенствованию и развитию методологии моделирования процессов тепломассопереноса в конкретных типах реакторов, в частности, ВВЭР.

однозначно определяются набором координатных индексов узлов сетки. Соответственно неструктурированная сетка – это сетка, не являющаяся структурированной (для описания ячеек которой кроме или вместо координатных индексов необходима другая информация).

Тогда можно констатировать, что вышеуказанные разработки оперируют только со структурированными расчетными сетками, т.к. использование различных систем координат, почти ортогональных сеток, введение разрежения-сгущения сетки и т.п. не изменяют структурированности сетки. Причем почти всегда эти меры предпринимаются, чтобы точнее описать границу области и поставить граничные условия, в то время как важные элементы внутри области могут быть описаны недостаточно точно или крайне неудобно для организации вычислительного процесса.

Представляется перспективным подход на основе неструктурированных расчетных сеток, для которых в принятой системе координат разбиение области на ячейки увязано не с координатным дроблением, а с геометрическими особенностями внутренности области (например, с конфигурацией сечения ТВС и межкассетного пространства, конфигурацией и размещением коллекторных решеток, расположением дистанционирующих решеток и выступов с участками, непроницаемыми для теплоносителя, и т.п.). При этом область разбивается на совокупность сеточных ячеек (объемных) – различных и в общем случае неправильных призм (в предположении, что сечения по вертикальной оси введенной системы координат параллельны). Вводится сквозная нумерация ячеек и каждая ячейка оказывается окруженной определенным количеством ячеек-соседей с известными номерами (в общем случае количество соседей различно). Постановка задачи переформулируется в терминах расходов W через грани смежных ячеек, при этом скалярные параметры (давление P , плотность ρ , энтальпия h) будут определены в

2. Постановка задачи

Обычно для описания движения теплоносителя используются осредненные уравнения неразрывности, сохранения импульса и энергии в виде [7]:

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial \rho U_j}{\partial x_j} = S_0; \quad (1)$$

$$\begin{aligned} & \frac{\partial \rho U_l}{\partial t} + \frac{\partial \rho U_l U_j}{\partial x_j} = -\frac{\partial P}{\partial x_l} + \\ & + \frac{\partial}{\partial x_j} \left[-\rho \langle u'_l u'_j \rangle + \mu \left(\frac{\partial U_l}{\partial x_j} + \frac{\partial U_j}{\partial x_l} - \frac{2}{3} \frac{\partial U_j}{\partial x_j} \delta_{lj} \right) \right] + \\ & + \rho F_l, \quad l = 1, 2, 3; \end{aligned} \quad (2)$$

$$\frac{\partial \rho h}{\partial t} + \frac{\partial \rho U_j h}{\partial x_j} = S_h, \quad (3)$$

где U_l , ρ , P , h – компонента скорости, плотность, давление и энтальпия теплоносителя, соответственно; S_0 – интенсивность потока массы из источника; $\langle u'_l u'_j \rangle$ – усредненная пульсационная характеристика; F_l – компонента внешних воздействий; S_h – интенсивность потока тепла из источника.

При необходимости рассматриваются дополнительные уравнения. Например, если решается задача моделирования переноса бора, то исполь-

зуется уравнение для концентрации χ бора (при учете только конвективного переноса) вида

зуется уравнение для концентрации χ бора (при учете только конвективного переноса) вида

$$\frac{\partial \rho \chi}{\partial t} + \frac{\partial \rho U_j \chi}{\partial x_j} = 0. \quad (4)$$

Зависимость $P = P(\rho, h)$ предполагается известной.

Дискретные аналоги уравнений неразрывности, сохранения импульса и энергии без учета турбулентных членов имеются в [7] и при рассмотрении сил гидравлического сопротивления и тяготения в качестве внешних сил имеют для узла i неструктурированной сетки следующий вид:

$$V_i \frac{\partial \rho_i}{\partial t} + \sum_j W_{ij} = 0; \quad (5)$$

$$\frac{L_{ij}}{\sigma_{ij}} \frac{\partial W_{ij}}{\partial t} - P_i + P_j + \frac{1}{2} K_{ij} W_{ij} |W_{ij}| - \Delta H_{ij} = 0; \quad (6)$$

$$\left. \begin{aligned} & V_i \frac{\partial \rho_i h_i}{\partial t} + \sum_j W_{ij} h_{ij}^* = \Phi_i; \\ & h_{ij}^* = \begin{cases} h_i, & W_{ij} \geq 0; \\ h_j, & W_{ij} < 0, \end{cases} \end{aligned} \right\} \quad (7)$$

а уравнение для концентраций может быть представлено в виде, аналогичном уравнению для энтальпий без источника:

$$\left. \begin{aligned} V_i \frac{\partial \rho_i \chi_i}{\partial t} + \sum_j W_{ij} \chi_{ij}^* &= 0; \\ \chi_{ij}^* &= \begin{cases} \chi_i, & W_{ij} \geq 0; \\ \chi_j, & W_{ij} < 0, \end{cases} \end{aligned} \right\} \quad (8)$$

Здесь Φ_i – мощность тепловыделения в ячейке i ; K_{ij} – модифицированный коэффициент гидравлического сопротивления на участке L_{ij} ; ΔH_{ij} – гидростатический напор в ячейке i со стороны ячейки j . Из записи уравнений видно, что задача тепломассопереноса рассматривается в гомогенном приближении.

Для повышения общности в дискретном аналоге (6) уравнения сохранения импульса введен отсутствующий в явном виде дискретный аналог конвективного члена, который получен (также как и уравнения (5) – (7)) интегрированием уравнений по контрольному объему \tilde{V}_i в предположении кусочно-постоянного профиля скорости U и кусочно-линейного профиля давления P . Уравнение (6) приобретает вид:

$$\frac{L_{ij}}{\sigma_{ij}} \frac{\partial W_{ij}}{\partial t} + \frac{L_{ij}}{\sigma_{ij}} \frac{1}{V_i \rho_{ij}^*} W_{ij} \sum_k W_{ik} = P_i - P_j + \Delta H_{ij} + \text{ОЧПЧ}, \quad (9)$$

где $\rho_{ij}^* = \begin{cases} \rho_i, & W_{ij} \geq 0; \\ \rho_j, & W_{ij} < 0; \end{cases}$ ОЧПЧ – остальные члены

правой части (молекулярного переноса и турбулентной диффузии).

Необходимо получить дискретные аналоги ОЧПЧ. Модель турбулентности с $(k-\varepsilon)$ -уравнениями из-за проблематичности задания эмпирических констант, используемых в ней и обычно задаваемых на основе экспериментальных данных, а также задания граничных условий для k и ε , была отвергнута, и использовалась модель крупномасштабной турбулентности, предложенная в [8], в которой влияние мелкомасштабной (подсеточной) турбулентности учтено при построении модели. В этой модели эффект турбулентности учитывается подобно тому, как в уравнении сохранения импульса для несжимаемых потоков

$$\frac{\partial \hat{U}_i}{\partial t} + \frac{\partial \hat{U}_i \hat{U}_j}{\partial x_j} = -\frac{1}{\rho} \frac{\partial P}{\partial x_i} + \nu \frac{\partial^2 \hat{U}_i}{\partial x_j^2} - \frac{\partial \tau_{ij}}{\partial x_j}$$

турбулентность учитывается дополнительным членом $-\frac{\partial \tau_{ij}}{\partial x_j}$, где

$$\tau_{ij} = -\frac{\Delta^2}{12} \frac{\partial \hat{U}_i}{\partial x_k} \frac{\partial \hat{U}_j}{\partial x_k} - 2\nu_\tau S_{ij}; \quad S_{ij} = \frac{1}{2} \left(\frac{\partial \hat{U}_i}{\partial x_j} + \frac{\partial \hat{U}_j}{\partial x_i} \right);$$

$$\nu_\tau = (0,12\Delta)^2 |S|;$$

$|S| = 2(S_{ij} S_{ij})^{1/2}$; $\Delta = (\Delta x_1 \Delta x_2 \Delta x_3)^{1/3}$; Δ – параметр осреднения; \hat{U} – осредненная скорость;

$$\hat{U}(\bar{r}) = \int_V G(\bar{r}, r') U(r') dV;$$

$$G(\bar{r}, r') = \begin{cases} 1/V, & |r_i - r'_i| \leq \Delta x_i / 2; \\ 0, & \text{в противном случае.} \end{cases}$$

На возможность использования такой модели турбулентности при допущении изменения осредненных значений плотности во времени и пространстве для течений с изменяющейся плотностью и числом Маха $M < 5$ указано в [9]. В результате проведения довольно громоздких преобразований члена молекулярной диффузии и турбулентного члена в предположении кусочно-постоянного профиля плотности в расчетной области в текущий момент времени (постоянного в контрольном объеме) получили дискретный аналог уравнения сохранения импульса в виде:

$$\begin{aligned} \frac{L_{ij}}{\sigma_{ij}} \frac{\partial W_{ij}}{\partial t} + \frac{L_{ij}}{\sigma_{ij}} \frac{1}{V_i \rho_{ij}^*} W_{ij} \sum_k W_{ik} &= P_i - P_j + \\ + \Delta H_{ij} - \frac{1}{2} K_{ij} W_{ij} |W_{ij}| &+ \\ + \frac{L_{ij}}{V_i \rho_i} \sum_l \frac{\gamma_l}{L_{il}} (\bar{N}_j, \bar{N}_l) \sum_{l'} \beta_{ll'} W_{ll'} [\mu_i + 2\hat{\mu}_\pi], \end{aligned} \quad (10)$$

где $\hat{\mu}_\pi = (0,12\Delta)^2 \frac{2\sqrt{2}}{\sigma_i} \sum_l \frac{1}{L_{il}} \left| \sum_{l'} \beta_{ll'} W_{ll'} \right|$; (\bar{N}_j, \bar{N}_l) – косинус угла между нормальными к граням; Δ – шаг по вертикали на слое ячейки i ; σ_{ij} – проходное сечение грани;

$$\beta_{ll'} = \begin{cases} -\alpha_l \frac{\gamma_l}{\gamma_{l'}} (\bar{N}_l, \bar{N}_{l'}), & l \neq l'; \\ 1 - \alpha_l, & l = l' \end{cases};$$

$$\alpha_l = \sigma_{ll} / \sigma_i; \quad \sigma_i = \sum_l \sigma_{ll}; \quad \gamma_l = \begin{cases} 1, & W_{ll} \geq 0; \\ \rho_l / \rho_i, & W_{ll} < 0. \end{cases}$$

3. Аппроксимация уравнений и расчетная схема

Для решения системы уравнений (5), (7), (8), (10) проведена линеаризация конечно-разностной аппроксимации уравнения сохранения импульса. Полученная система является асимптотически консервативной и решение на каждом временном шаге необходимо находить итеративно.

Общий вид систем уравнений, полученных по неявной схеме и решаемых на каждой итерации k текущего временного шага, следующий:

$$- \text{ для давлений } a_{ii}P_i^k = \sum_j a_{ij}P_j^k - \sum_j b_{ij}; \quad (11)$$

$$- \text{ для энтальпий } r_{ii}h_i^k = \sum_j r_{ij}h_j^k + q_i + \Phi_i; \quad (12)$$

$$- \text{ для концентраций } r_{ii}\chi_i^k = \sum_j r_{ij}\chi_j^k + \gamma_i; \quad (13)$$

$i = 1, 2, \dots, N_S$; $j = 1, 2, \dots, m_i$, где N_S – общее количество ячеек расчетной сетки, m_i – количество ячеек-соседей ячейки i и все переменные без верхнего индекса “ k ” рассчитаны по значениям с $(k - 1)$ -ой итерации. Новые расходы рассчитываются по формуле $W_{ij}^k = a_{ij}(P_i^k - P_j^k) + b'_{ij}$.

Матрицы систем (11) – (13) разреженные, но не ленточные и в общем случае могут быть близки к особенным, так что использование стандартных методов решения систем неэффективно само по себе и кроме того известно, что сходимость итерационных процессов для неконсервативных схем может значительно ухудшаться. Были предприняты усилия для разработки такой вычислительной схемы, которая бы обеспечивала получение результатов с необхо-

димой точностью независимо от степени обусловленности матриц.

Анализ поправки, введенной в уравнение (10) при его линеаризации относительно W_{ij} , показал, что она аналогична стабилизирующей поправке по нелинейности в известной [10] схеме решения задачи

$$\frac{\partial u}{\partial t} + \frac{\partial v(u)}{\partial x} = f(u), \quad u = u(x, t);$$

$v(u), f(u)$ – нелинейные функции.

Схема заключается в промежуточном точном решении линеаризованной задачи относительно промежуточных значений u^* и последующей прогонке по значениям u^* для получения u' . Поэтому в нашем случае решение W_{ij}^k на итерации может быть получено сначала точным расчетом промежуточных значений W_{ij}^k по слоям (а это значительно эффективнее из-за меньшей размерности систем) и последующей прогонкой по вертикалям. Такая двухэтапная схема расчета применена для расчета давлений, энтальпий и концентраций. Итерационный процесс на текущем временном шаге продолжается до установления баланса расходов с требуемой точностью. Поскольку практически оказывается достаточно 2÷5 итераций для получения очередных значений, то выигрыш во времени от использования двухэтапной схемы значителен и исключается закликивание на итерациях по потере точности из-за плохой обусловленности матриц.

4. Вычислительный эксперимент

Предложенная методология описания и схема вычисления опробованы при решении задачи моделирования переноса возмущений концентрации бора и температуры теплоносителя на входном патрубке ВВЭР-640.

На рис. 1 представлено продольное (вертикальное) сечение расчетной области, включающей опускной участок с 4-мя входными патрубками, НКС, а.з. (на рисунке обозначена как АЗ) и ВКС с 4-мя выходными патрубками, где N_1 , N_2 , NZ – количество слоев в НКС, а.з. и всей области, соответственно.

На рис. 2 представлено поперечное (горизонтальное) сечение расчетной области на слое $n < NZ$. Ячейки с номерами 1÷163 принадлежат основной области (подъемный участок) и их номера соответствуют номерам ТВС. Ячейки с номерами

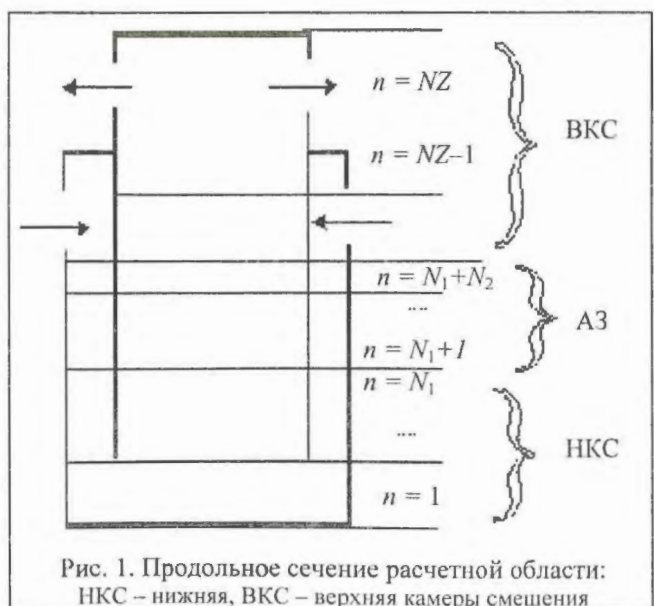
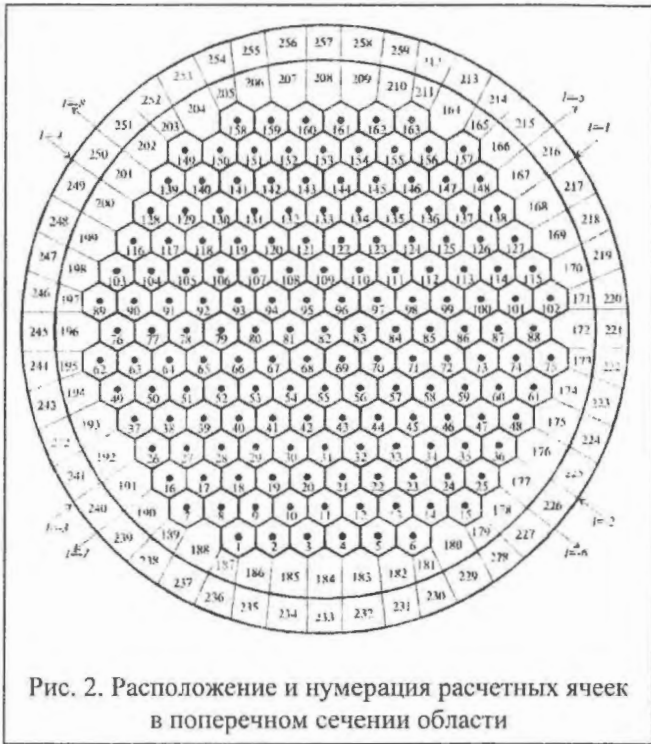


Рис. 1. Продольное сечение расчетной области: НКС – нижняя, ВКС – верхняя камеры смешения



164÷211 (периферийные) расположены между цилиндрической стенкой шахты и ТВС и рассматриваются как каналы свободной протечки (для простоты сечения ячеек 164÷211 полагаем одинаковыми). Ячейки с номерами 212÷259 (дополнительные) соответствуют опускному участку и их сечения также полагаются одинаковыми. Входные патрубки с условными номерами $l = -1, -2, -3, -4$ расположены на уровне слоя $NZ - 1$, выходные патрубки $l = 5, 6, 7, 8$ – на уровне слоя NZ . Таким образом, вся расчетная область, включающая две части – опускную и подъемную, состоит из $NZ \cdot 259 = 48$ расчетных ячеек. Объем расчетных ячеек фиксирован при выбранных N_1 и N_2 , но разнится от слоя к слою и внутри слоя. Непериферийные ячейки внутри а.з. с номерами 1÷163 имеют форму шестигранных призм и одинаковы по объему. Геометрические размеры области соответствуют проектной документации ВВЭР-640.

Модифицированный коэффициент K_{ij} гидравлического сопротивления при движении теплоносителя между ячейками i и j рассчитывается на основе проектных значений потерь давления ΔP на участках проточного тракта реактора, исходя из того, что величина $0,5K_{ij}|W_{ij}|W_{ij}$ равна ΔP . Величины продольных K_{ij}^{\parallel} и поперечных K_{ij}^{\perp} коэффициентов существенно различаются (значения K_{ij}^{\perp} в общем случае ненулевые, так как ТВС бесчехло-

вые). Хотя оценивать значения K_{ij}^{\perp} при поперечном обтекании пучка твэлов независимо от продольной скорости не вполне корректно, для получения ориентировочной оценки использовались формула для коэффициента сопротивления пучка при поперечном обтекании и эмпирическое значение среднего поперечного расхода. Более точная оценка значений K_{ij} по ячейкам возможна по экспериментальным данным.

Коэффициенты K_{ij} могут корректироваться по результатам предварительных расчетов. Задание определенных значений K_{ij} в различных частях расчетной области позволяет учитывать конструктивные особенности реактора без изменения алгоритма моделирования (например, задавая специальные значения K_{ij} на затесненных участках НКС).

В качестве “стационарных” условий на входных патрубках приняты значения, соответствующие номинальному режиму работы реактора: расходы $W_l = 1380 \text{ кг} \cdot \text{с}^{-1}$; давления $P_l = 15,935 \text{ МПа}$; энтальпии $h_l = 1,308 \text{ КДж} \cdot \text{кг}^{-1}$ (соответствуют температуре 294°C); концентрации бора $\chi_l = 0,008$.

Расчеты проводились с временным шагом $\Delta t = 5 \cdot 10^{-3} \text{ с}$. Количество слоев $NZ = 8 \div 17$, соответственно количество ячеек в расчетной области в интервале 2024÷4355. На выходных патрубках задавались граничные условия по давлению. При относительно произвольном заполнении массивов начальных значений P, h, χ, W установление моделируемых процессов (при относительной погрешности $\varepsilon = 5 \cdot 10^{-4}$) происходило через ~20 временных шагов. После установления время расчета одного шага при $NZ = 17$ составляет ~4÷5 с на ПК с быстродействием 466 МГц.

Рассчитывались варианты с кратковременным возмущением (изменением “стационарного” значения) h и χ на входном патрубке $l = -2$ на временном интервале $0,5 \text{ с} < t < 1 \text{ с}$ при возмущенных значениях $h_{-2}^* = 1,182 \text{ КДж} \cdot \text{кг}^{-1}$ (“холодный” теплоноситель с температурой 270°C) и $\chi_{-2}^* = 0$ и с длительным возмущением, начиная с момента $t = 0,5 \text{ с}$.

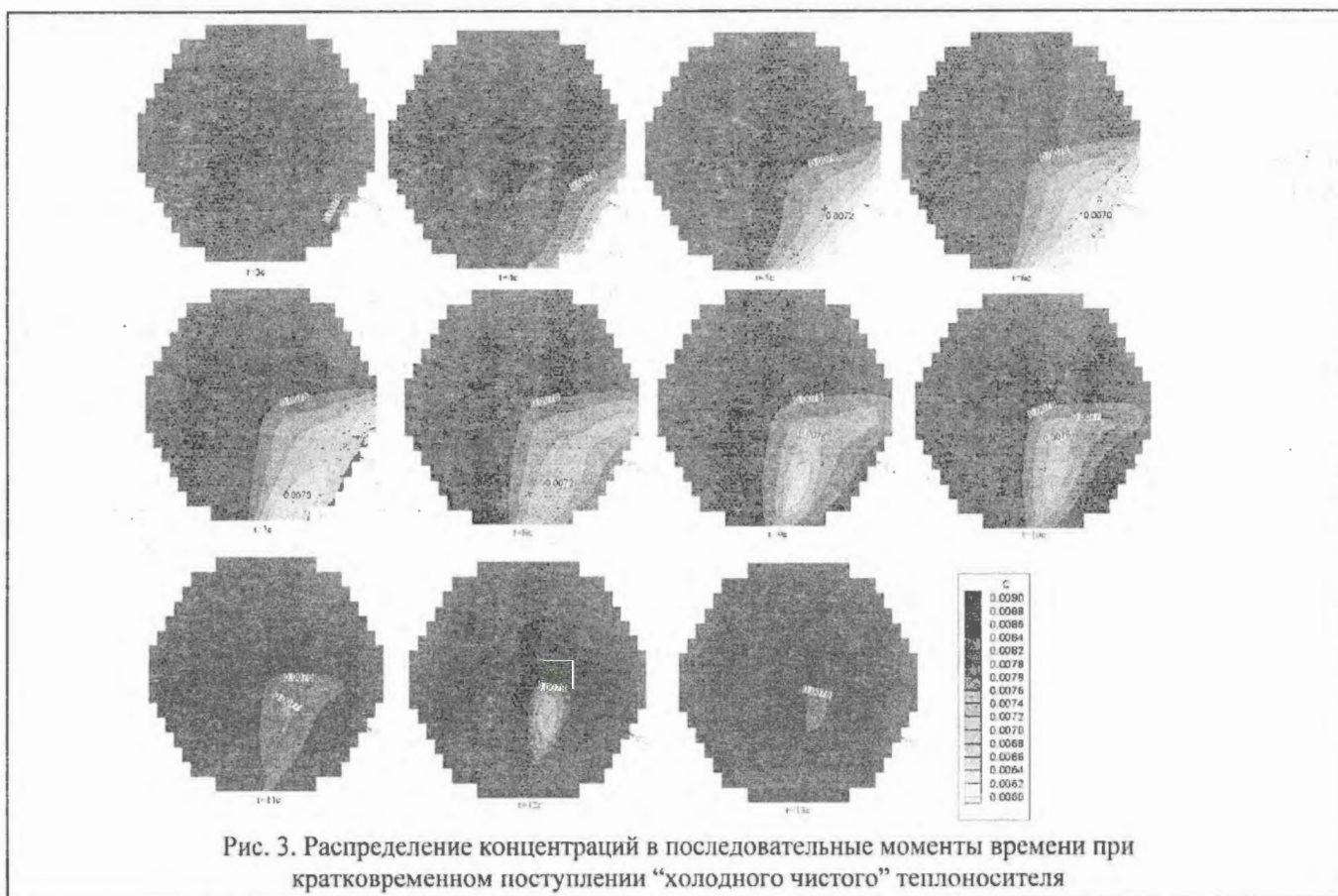
Также проведен расчет варианта с кратковременным ($0,5 \text{ с} < t < 3,5 \text{ с}$) возмущением только по концентрации бора $\chi_{-2}^* = 0,02$.

5. Анализ результатов

Вычислительный эксперимент проводился для проверки работоспособности предложенной методологии моделирования и разработанной программы трехмерного моделирования при исследовании нестационарных и переходных процессов массопереноса. Полученные расчетные результаты представлены ниже на графиках распределения концентраций бора в теплоносителе на входе в а.з. (слой $n = 3$). Графики полей энтальпий подобны соответствующим графикам для концентраций бора и поэтому не приводятся.

На рис. 3 представлено распределение концентраций бора с момента времени $t = 3$ с с интервалом в 1 с при кратковременном поступлении “холодного чистого” теплоносителя. Видно, что область возмущения сначала расширяется, затем начинает сужаться и полностью исчезает к моменту $t \sim 14$ с. При этом

она локализована (не распространяется на всю площадь сечения а.з.) и находится в секторе, примыкающем к петле возмущения. Это означает, что на уровне входа в а.з. возмущение не распространяется по всему сечению. Вместе с тем уровень неравномерности даже в момент, когда область возмущения наибольшая, не превышает по концентрации величины 8% (по энтальпии даже меньше 1%). Поэтому практически можно сделать вывод об эффективном перемешивании борированного и “чистого” теплоносителя на пути до входа в а.з. кратковременно поступающей с входного патрубка сосредоточенной массы “холодного чистого” теплоносителя. Этот вывод соответствует результатам подобного эксперимента по исследованию перемешивания масс теплоносителя с различной концентрацией бора на стенде, моделирующем ВВЭР-1000 [1, с. 37 – 46].



На рис. 4 представлены аналогичные графики распределения концентраций для варианта расчета с длительным возмущением. Видно, что размер области возмущения, начиная с определенного времени, стабилизируется, оставаясь локализованным в секторе, примыкающем к петле возмущения. Но в этом случае уровень неравномерности по концентрации бора на входе в а.з. достигает ~25% (по энтальпии теплоносителя ~10%).

Это позволяет сделать вывод об отсутствии равномерного перемешивания при относительно длительном возмущении. На рис. 5 приведены графики распределения концентрации бора при длительном возмущении на слоях $n = 3, 5, 7, 10$ в а.з. в момент времени $t = 10$ с, из которого видно, что при движении теплоносителя на подъемном участке локализация и примыкание области возмущения сохраняются.

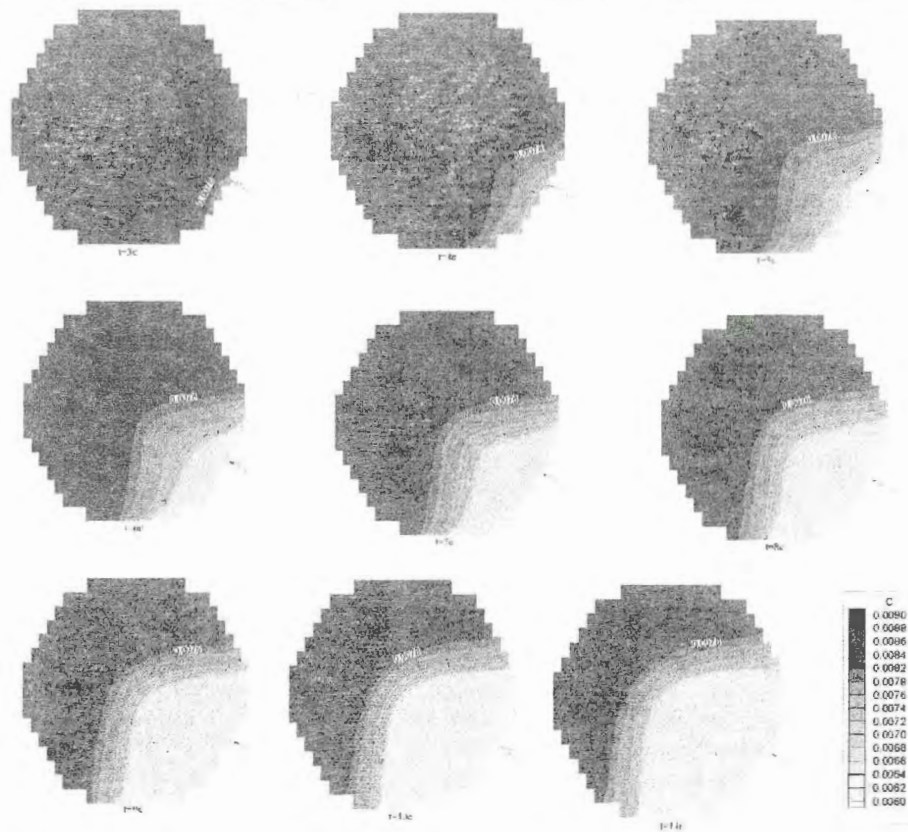


Рис. 4. Распределение концентраций в последовательные моменты времени при длительном поступлении “холодного чистого” теплоносителя

Для варианта с кратковременным повышением (в течение 3-х с) концентрации бора до величины $\chi_{-2}^* = 0,02$ в невозмущенном по температуре теплоносителе также получена физически непротиворечивая картина распределения возмущения. В этом случае время от появления до исчезновения области возмущения на входе в а.з. оказывается больше, чем в варианте с поступлением “холодного чистого” теплоносителя в течение 0,5 с. Область возмущения локализована, но теперь уровень неравномерности концентрации по сечению на входе а.з. значителен (достигает 100% от стационарного значения).

Проведенный вычислительный эксперимент позволяет сделать вывод, что распространение возмущений в проточном тракте ВВЭР-640 носит нестационарный характер и в зависимости от типа возмущения может приводить к существенным неравномерностям по концентрации бора в поступающем в а.з. теплоносителе.

В связи с отсутствием экспериментальных данных по гидродинамике процессов для ВВЭР-640 представляет интерес сопоставление полученных результатов с данными [3], полученными в Германии для реактора 1300 MW PWR (подобного ВВЭР-640) при исследовании процессов перемешивания масс теплоносителя с различной температурой и концентрацией бора. В [3] подчеркива-

ется, что эти результаты используются для валидации кодов трехмерного моделирования. По результатам замеров в эксперименте рассчитывался коэффициент перемешивания θ , равный отношению изменения концентрации бора в расчетной точке от стационарного значения к разности возмущенного и стационарного значений concentra-

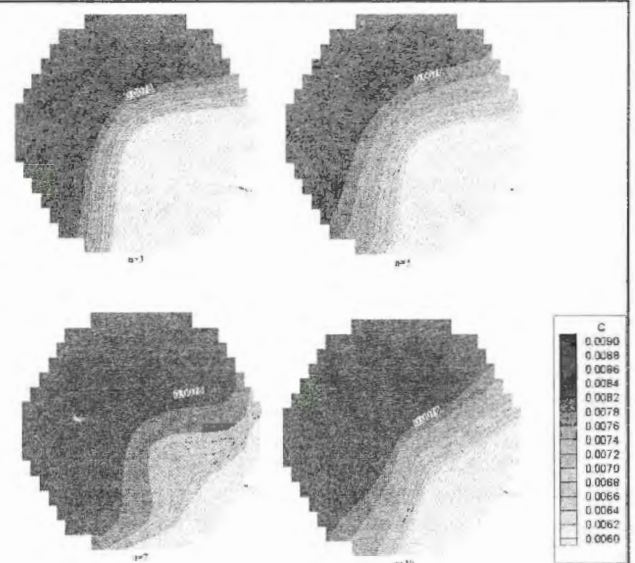


Рис. 5. Распределение концентраций в момент времени $t = 10$ с на слоях $n = 3, 5, 7, 10$ при длительном поступлении “холодного чистого” теплоносителя

ции на входном патрубке. При этом значение $\theta = 0\%$ соответствовало стационарному, а $\theta = 100\%$ – возмущенному значению.

В [3] приведены графики изменения коэффициента θ на входе в а.з. при кратковременном и длительном возмущениях на входном патрубке. Их сравнение с рис. 3, 4 показало, что динамика изменения и размещение области

Заключение

Общий вывод заключается в том, что предложенная методология моделирования массопереноса (перемешивания сосредоточенных масс различной температуры и концентрации бора), реализованная в программе трехмерного моделирования, работоспособна и позволяет моделировать и исследовать на ПК средней мощности

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Теплофизические основы безопасности ВВЭР.*: Труды международной конференции. – Обнинск, 1998, т. 1.
2. *Knebel J.U., Reinders R., Scheuerer M.* Some applications of computational codes in nuclear technology – Jahrestagung Kerntechnik, 1998, Bonn, pp. 57 – 72.
3. *Grunwald G., Hohne T., Prasser H.M., Weib F.P.* Coolant mixing in pressurized water reactors at constant coolant flow in the primary circuit – Jahrestagung Kerntechnik, 2000, Bonn, pp.109 – 114.
4. *Круглякова Л.В. и др.* Неструктурированные адаптивные сетки для задач математической физики (обзор) – Математическое моделирование, 1998, т. 10, № 3. С. 93 – 116.
5. *Методы и средства моделирования физических процессов в ядерно-энергетических установках.* – Сб. научн. трудов № 1 каф. “Расчет и конструирование ре-

возмущения в наших расчетах и в эксперименте [3] качественно совпадают. При том, что геометрические и гидродинамические характеристики проточного тракта реакторов различаются, детального совпадения (например, в части времени прохождения кратковременного возмущения по тракту или размеров возмущенной области) и не ожидалось.

пространственные эффекты. Необходимы дополнительная верификация кода на экспериментальных данных и анализ его возможностей. Представляется возможным использование его в сочетании с нейтронно-физическими кодами для исследования неравномерности полей энерговыделений в реакторе.

акторов АЭС”, Обнинский институт атомной энергетики, 1990. С. 98 – 119.

6. *Дудникова Г.И., Романов Д.В., Федорук М.П.* Об алгоритмах метода частиц на неструктурированных сетках. – ЖВММФ, 2000, т. 40, № 1. С. 153 – 165.

7. *Патанкар С.* Численные методы решения задач теплообмена и динамики жидкостей. – М.: Энергоатомиздат, 1984.

8. *Barsanian H.R., Hassan J.A.* Large eddy simulation of turbulent crossflow in tube bundles. – Nucl. Engin. And Design, 172(1997), pp. 103 – 122.

9. *Флетчер К.* Вычислительные методы в динамике жидкостей. Т. 2. – М.: Мир, 1991.

10. *Яненко Н.Н.* Метод дробных шагов решения многомерных задач математической физики. – Новосибирск: Наука, 1967.

Статья поступила в редакцию 24 апреля 2002 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 3, с. 3 – 10.

Методы нелинейного программирования в задачах оптимального управления

И.И. Топчиева,

Московский авиационный институт (государственный технический университет),
125993, Москва, Волоколамское шоссе, 4

Большая потребность в практике решения разнообразных задач оптимального управления привела к созданию нескольких различных направлений в разработке численных методов. Эффективным оказался подход, когда задача оптимального управления нелинейной системой сводится к нелинейному программированию, численные методы которого хорошо развиты и широко представлены в системных пакетах программного обеспечения ЭВМ.

METHODS OF NONLINEAR PROGRAMMING FOR OPTIMAL CONTROL PROBLEMS. I.I. TOPCHIEVA. The problems of optimal control are widespread. The purpose of this paper is to formulate application nonlinear programming in optimization. Computational methods in nonlinear programming is developed with success and may be well utilized in optimization.

Рассмотрим управляемую динамическую систему, описываемую нелинейными дифференциальными уравнениями

$$dy/dt = f(y(t), u(t), t), \quad (1)$$

где

$$y^T(t) = [y_1(t) y_2(t) \dots y_n(t)]; f^T(y(t), u(t), t) = [f_1(y(t), u(t), t) f_2(y(t), u(t), t) \dots f_n(y(t), u(t), t)];$$

$y(t)$ – вектор фазовых состояний; $f(y(t), u(t), t)$ – заданная векторная функция; $u^T(t) = [u_1(t) u_2(t) \dots u_m(t)]$ – действующее на систему управление, причем $t \in [t_0, T]$; момент начала t_0 и окончания T процесса являются фиксированными.

Заданы смешанные ограничения на управление и фазовые координаты в виде:

$$\left. \begin{aligned} g(y(t), u(t), t) &= 0; \\ h(y(t), u(t), t) &\leq 0, t \in [t_0, T]. \end{aligned} \right\} \quad (2)$$

Требуется найти вектор управления $u(t)$, определенный на отрезке $[t_0, T]$, и соответствующую ему фазовую траекторию $y(t)$, удовлетворяющие системе (1), ограничениям (2) и обеспечивающие минимум функционала

$$I(y, u) = \int_{t_0}^T f_0(y(t), u(t), t) dt + W(y(T)). \quad (3)$$

Краевые условия определены следующим образом:

$$y(t_0) = y_0; w(y(T), u(T), T) = 0. \quad (4)$$

Здесь функции $f(y(t), u(t), t)$, $g(y(t), u(t), t)$, $h(y(t), u(t), t)$ и $f_0(y(t), u(t), t)$ непрерывны и дифференцируемы по всем переменным $y_i, u_j, i = 1, \dots, n; j = 1, \dots, m$. Кроме того, все функции и их первые производные по перечисленным переменным являются кусочно-непрерывными по t .

Эти предположения о дифференцируемости требуются для формирования алгоритмов численных методов для решения задач оптимизации. Поставленную задачу (1) – (4) запишем в дискретной форме. Для этого ограничим вектор управления классом кусочно-постоянных функций с не более чем $N - 1$ равноотстоящими точками разрыва. В этом случае определяется интервал $\Delta t = T - t_0/N$ и управление запишется в виде $u(t) = u_k$ для $t \in [t_0 + k\Delta t, t_0 + (k+1)\Delta t]$, $k = 0, \dots, N-1$. (5)

Обозначим через $y_k(t)$, $k = 0, \dots, N-1$, решение системы дифференциальных уравнений (1) на отрезке $[t_0 + k\Delta t, t_0 + (k+1)\Delta t]$, удовлетворяющее условию $y_k(t_0 + k\Delta t) = y_k$. Управление на этом отрезке определяется как $u(t) = u_k$. Теперь можем записать

$$y_{k+1} = y_k + \int_{t_0 + k\Delta t}^{t_0 + (k+1)\Delta t} f(y_k(t), u_k, t) dt, \quad k = 0, \dots, N-1.$$

Ограничения на управления и фазовые координаты принимают вид:

$$\left. \begin{aligned} g_k(y_k, u_k, t_k) &= 0; \\ g_k(y_k, u_k, t_0 + k\Delta t) &= 0; \\ h_k(y_k, u_k, t_k) &\leq 0; \\ h_k(y_k, u_k, t_0 + k\Delta t) &\leq 0, k = 0, \dots, N. \end{aligned} \right\} \quad (6)$$

С использованием квадратурной формулы функционал запишем следующим образом;

$$I = \sum_{k=0}^{N-1} a_k f_{0k}(y_k(y_0, u_0, u_1, \dots, u_{N-1}), u_k) h_k + W(y_N(y_0, u_0, u_1, \dots, u_{N-1})), \quad (7)$$

где a_k – коэффициенты квадратурной формулы; величина шага h_k берется кратной Δt .

Полученная дискретная задача оптимального управления может быть представлена как задача нелинейного программирования. Систему дифференциальных уравнений (1) запишем в разностной форме, принимая вычислительную схему Эйлера, т. е.

$$y_{k+1} = y_k + \Delta t f(y_k, u_k, t_k). \quad (8)$$

Введем вектор $x_k = [y_k, u_k, t_k]$, тогда выражение (8) примет вид для любого шага интегрирования:

$$y_{k+1} = y_k + h_k f(x_k) = R(x_k). \quad (9)$$

Будем считать, что временной отрезок $[t_0, T]$ разбит на $N - 1$ участков точками $t_0 = t_1 < t_2 < \dots < t_N = T$, тогда $h_k = t_{k+1} - t_k$; $y_k = y(t_k)$; $u_k = u(t_k)$.

В формуле (8) управление принимается постоянным внутри интервала интегрирования. Однако возможен случай, когда внутри каждого интервала интегрирования управление можно считать зависимым от времени, например, как линейную функцию

$$u(t) = u_k + \frac{(t-t_k)}{h_k} (u_{k+1} - u_k), \quad t_k \leq t \leq t_k + h_k.$$

Обозначим полный вектор управлений через $v = [u_1 u_2 \dots u_N]$, который принадлежит пространству R^{mN} , и полный фазовый вектор через $Y = [y_1 y_2 \dots y_N]$, принадлежащий пространству R^{nN} . Очевидно, что критерий эффективности (7) зависит от введенных полных векторов управления и полных фазовых векторов. Задавая вектор управлений v и используя формулы интегрирования (9), получаем однозначно полный фазовый вектор $Y(v)$.

Функции ограничений вдоль фазовой траектории и в конце траектории при $k = N$ теперь выглядят следующим образом:

$$\left. \begin{aligned} g(y(v), v) &= [g_1(x_1) g_2(x_2) \dots g_{N-1}(x_{N-1}) g^*(x_N)]; \\ h(y(v), v) &= [h_1(x_1) h_2(x_2) \dots h_{N-1}(x_{N-1}) h_N(x_N)], \end{aligned} \right\}$$

где согласно выражениям (4) введено обозначение $g^*(x_N) = w(y(T), u(T), T)$.

Введенные функции осуществляют следующие отображения:

$$g(y(v), v) - R^{mN} \rightarrow R^r; \quad h(y(v), v) - R^{mN} \rightarrow R^q.$$

Допустимое множество V полных векторов управлений определяется следующим образом:

$$V = \{v \in R^{mN} : g(y(v), v) = 0, h(y(v), v) \leq 0\}. \quad (10)$$

В результате получили задачу дискретного оптимального управления процессом, который описывается системой разностных уравнений (9). Требуется найти полный вектор управления $v \in V$ и соответствующую ему фазовую траекторию, обеспечивающие минимальное значение критерия эффективности

$$I(y, v) = \sum_{k=0}^{N-1} h_k F_k(x_k) + W(x_N). \quad (11)$$

Для широкого класса нелинейных систем (1) решения задач непрерывного оптимального управления и полученной задачи дискретного оптимального управления будут близкими, если шаг интегрирования системы разностных уравнений выбран достаточно малым. Исследование этого вопроса рассматривалось многими авторами и получено строгое обоснование приближенного решения задач оптимального управления [1].

Если задача дискретного оптимального управления (9) – (11) является задачей выпуклого программирования при выполнении условия Слейтера, то существуют седловые точки функции Лагранжа

$$L = \sum_{k=0}^{N-1} h_k F_k(x_k) + W(x_N) + (\lambda, g) + (\mu, h), \quad (12)$$

где λ – r -мерный вектор, а μ – q -мерный вектор. Для определения седловых точек используются итерационные методы безусловной минимизации. В общем случае применяется теорема МакКормика.

Если функции $g(y(v), v)$, $h(y(v), v)$ и критерий $I(y, v)$ дважды дифференцируемы по компонентам векторов y и v , кроме того, существуют полный вектор управлений v^* , полный фазовый вектор $y^*(v^*)$ и такие множители Лагранжа λ^* , $\mu^* \geq 0$, что выполняются условия

$$\left. \begin{aligned} \frac{dL(y(v^*), v^*, \lambda^*, \mu^*)}{dv} &= 0; \\ g(y(v^*), v^*) &= 0; \\ h(y(v^*), v^*) &\leq 0; \\ \mu_j^* h_j(y(v^*), v^*) &= 0, \quad j = 1, \dots, q, \end{aligned} \right\} \quad (13)$$

а матрица вторых частных производных размером

$$(N \times N) \quad \frac{d^2 L}{dv dv} = \left[\frac{d^2 L}{du_i du_j} \right] \quad \text{положительно}$$

определена на конусе $K(v^*, \mu^*)$, тогда полный вектор v^* является изолированным локальным решением задачи (9) – (11).

Множество $K(v^*, \mu^*)$ определяется следующим образом:

$$K(v^*, \mu^*) = \left\{ \begin{aligned} v : v^T \frac{dg(y(v^*), v^*)}{dv} &= 0; \\ v^T \frac{dh_j(y(v^*), v^*)}{dv^*} &= 0; \\ v^T \frac{dh_s(y(v^*), v^*)}{dv^*} &\leq 0, \end{aligned} \right.$$

где $j \in \mathcal{J}(v^*, \mu^*)$, $s \in \sigma(v^*) \setminus \mathcal{J}(v^*, \mu^*)$.

Первые и вторые производные функции Лагранжа по компонентам полного вектора управления вычисляются с привлечением дополнительных переменных, что связано со спецификой задач оптимального управления. Использование различных численных способов интегрирования систем нелинейных уравнений (1) приводит к разным выражениям для вычисления производных.

Подробно рассмотрим формулы дифференцирования функции Лагранжа по компонентам векторов y и v , считая, что вычисление полного фазового вектора производится по вычислительной схеме (9).

Обозначим через p_k n -мерный вектор

$$p_k = \frac{dL(y, v, \lambda, \mu)}{dy_k}, \quad (14)$$

который определяется следующим образом: пусть ξ – n -мерный вектор приращений и введем это приращение для полного фазового вектора так:

$$\bar{y}_k^T = [y_1 \ y_2 \ \dots \ y_{k-1} \ \bar{y}_k \ \bar{y}_{k+1} \ \dots \ \bar{y}_N] \in R^{nN}, \quad \text{где } \bar{y}_k^T = y_k^T + \xi^T.$$

Все компоненты полного фазового вектора, начиная с k , получаются из рекуррентного соотношения (9), если взять в нем в качестве y_k вектор с волной, далее индекс увеличивается до $N - 1$. Вектор p_k по определению (14) находится из выражения

$$\lim_{\|\xi\| \rightarrow 0} \frac{L(\bar{y}, v, \lambda, \mu) - L(y, v, \lambda, \mu) - (p_k, \xi)}{\|\xi\|} = 0.$$

При этом вычислении полный вектор управлений остается постоянным. При $k = N$ имеем

$$p_N = \frac{\partial W(x_N)}{\partial y_N} + \left(\lambda, \frac{\partial g(x_N)}{\partial y_N} \right) + \left(\mu, \frac{\partial h(x_N)}{\partial y_N} \right). \quad (15)$$

Поскольку вектор y_{k+1} зависит от y_k , то для остальных производных получаем выражение

$$p_k = \frac{\partial L(y, v, \lambda, \mu)}{\partial y_k} + \frac{\partial y_{k+1}}{\partial y_k} \frac{\partial L(y, x, \lambda, \mu)}{\partial y_{k+1}}. \quad (16)$$

Учитывая формулы (9), (12) и (16), получаем разностное уравнение относительно p_k вида

$$\mathbf{p}_k = h_k \frac{\partial F(\mathbf{x}_k)}{\partial \mathbf{y}_k} + \left(\frac{\partial \mathbf{R}(\mathbf{x}_k)}{\partial \mathbf{y}_k}, \mathbf{p}_{k+1} \right) + \left(\lambda, \frac{\partial \mathbf{g}(\mathbf{x}_k)}{\partial \mathbf{y}_k} \right) + \left(\mu, \frac{\partial \mathbf{h}(\mathbf{x}_k)}{\partial \mathbf{y}_k} \right). \quad (17)$$

Производную функции Лагранжа по компоненте полного вектора управления обозначим через

$$\mathbf{q}_k = \frac{dL(\mathbf{y}, \mathbf{v}, \lambda, \mu)}{d\mathbf{u}_k}. \quad (18)$$

В этом случае рассмотрим два полных вектора:

$$\tilde{\mathbf{y}}^T = [y_1 y_2 \dots y_k \tilde{y}_{k+1} \dots \tilde{y}_N] \in R^{nN},$$

$$\tilde{\mathbf{v}}^T = [\mathbf{u}_1 \mathbf{u}_2 \dots \mathbf{u}_{k-1} \mathbf{u}_k + \zeta \mathbf{u}_{k+1} \dots \mathbf{u}_N] \in R^{mN},$$

где $\zeta \in R^m$ – вектор приращений; полный вектор фазовых состояний находится из выражений (9) при управлении в виде полного вектора из пространства R^{mN} , а вектор \mathbf{q}_k определяется из выражения

$$\lim_{\|\zeta\| \rightarrow 0} \frac{L(\tilde{\mathbf{y}}, \tilde{\mathbf{v}}, \lambda, \mu) - L(\mathbf{y}, \mathbf{v}, \lambda, \mu) - (\mathbf{q}_k, \zeta)}{\|\zeta\|} = 0.$$

Аналогично выражению (15) имеем

$$\mathbf{q}_N = \frac{\partial W(\mathbf{x}_N)}{\partial \mathbf{u}_N} + \left(\lambda, \frac{\partial \mathbf{g}^*(\mathbf{x}_N)}{\partial \mathbf{u}_N} \right) + \left(\mu, \frac{\partial \mathbf{h}(\mathbf{x}_N)}{\partial \mathbf{u}_N} \right).$$

Остальные векторы определяются из уравнений

$$\mathbf{q}_k = H_{\mathbf{u}}(\mathbf{x}_k, \mathbf{p}_{k+1}, \lambda, \mu), \quad (19)$$

$$H(\mathbf{x}_k, \mathbf{p}_{k+1}, \lambda, \mu) = h_k F(\mathbf{x}_k) + (\mathbf{R}(\mathbf{x}_k), \mathbf{p}_{k+1}) + (\lambda, \mathbf{g}(\mathbf{x}_k)) + (\mu, \mathbf{h}(\mathbf{x}_k)).$$

Далее, при условии, что составляющие функции Лагранжа являются дважды непрерывно дифференцируемыми по компонентам фазового вектора и вектора управлений, вычисляются матрицы вторых частных производных

$$\frac{d^2 L(\mathbf{x}, \mathbf{v}, \lambda, \mu)}{dy_k dy_k}, \quad \frac{d^2 L(\mathbf{x}, \mathbf{y}, \lambda, \mu)}{du_k du_k}, \quad \frac{d^2 L(\mathbf{x}, \mathbf{y}, \lambda, \mu)}{du_k dy_k}.$$

При дифференцировании по компонентам вектора \mathbf{u} вектор управлений \mathbf{v} является постоянным. Возьмем производную вектора

$$\frac{d\mathbf{p}_k}{dy_k} = H_{yy}(\mathbf{x}_k, \mathbf{p}_{k+1}, \lambda, \mu) + \mathbf{R}_y(\mathbf{x}_k) \mathbf{S}_{k+1} \mathbf{R}_y^T(\mathbf{x}_k),$$

$$\text{где } \mathbf{S}_k = \frac{d^2 L(\mathbf{y}, \mathbf{v}, \lambda, \mu)}{dy_k dy_k}.$$

Полученное выражение можно записать в виде системы разностных уравнений

$$\mathbf{S}_k = H_{yy}(\mathbf{x}_k, \mathbf{p}_{k+1}, \lambda, \mu) + \mathbf{R}_y(\mathbf{x}_k) \mathbf{S}_{k+1} \mathbf{R}_y^T(\mathbf{x}_k). \quad (20)$$

Смешанные производные второго порядка функции Лагранжа получим в виде

$$\frac{d^2 L(\mathbf{y}, \mathbf{v}, \lambda, \mu)}{du_k dy_k} = H_{uy}(\mathbf{x}_k, \mathbf{p}_{k+1}, \lambda, \mu) + \mathbf{R}_u(\mathbf{x}_k) \mathbf{S}_{k+1} \mathbf{R}_y^T(\mathbf{x}_k). \quad (21)$$

Аналогичное выражение имеем для вторых производных функции Лагранжа по управлению

$$\frac{d^2 L(\mathbf{y}, \mathbf{v}, \lambda, \mu)}{du_k du_k} = H_{uu}(\mathbf{u}_k, \mathbf{p}_{k+1}, \lambda, \mu) + \mathbf{R}_u(\mathbf{x}_k) \mathbf{S}_{k+1} \mathbf{R}_u^T(\mathbf{x}_k). \quad (22)$$

Для вычисления вторых производных необходимо решить разностное уравнение (17) для определения векторов-импульсов, вычислить матрицы-импульсы \mathbf{S}_k , используя систему (20). Вторые производные используются в вычислительных быстро сходящихся алгоритмах, построенных на основе метода Ньютона. Из приведенных формул (20) – (22) следует, что точность вычисления производных функции Лагранжа зависит от расчетной схемы интегрирования системы дифференциальных уравнений (1). Поэтому численные методы оптимизации, построенные на использовании производных, содержат ошибки интегрирования системы (1). Рассматриваемая схема Эйлера допускает увеличение точности за счет уменьшения шага интегрирования. Однако в этом случае резко возрастает размерность полного вектора управления, что приводит к громоздкости алгоритмов вычисления производных. Увеличение точности приближенного интегрирования за счет выбора более совершенных методов рассмотрено в работе [2]. Общая формула интегрирования системы (1) имеет вид

$$\mathbf{y}_{k+1} = \mathbf{y}_k + h_k \sum_{j=1}^p c_j \mathbf{f}(\mathbf{x}_k^j), \quad (23)$$

$$\text{где } \mathbf{x}_k^j = [\mathbf{y}_k^j \mathbf{u}_k^j t_k^j] \text{ (здесь } \mathbf{u}_k^j = \mathbf{u}(t_k^j),$$

$$\mathbf{y}_k^j = \mathbf{y}_k + d_{j-1} h_k \mathbf{f}(\mathbf{x}_k^{j-1}), \quad t_k^j = t_k + d_{j-1} h_k);$$

c_j, d_{j-1} – некоторые числа, причем $0 \leq d_{j-1} \leq 1$ для $\forall j, d_0 = 0; k = 1, \dots, N-1; j = 1, \dots, p$.

Выбор параметров вычислительной формулы (23) обеспечивает различные методы интегрирования с соответствующей погрешностью. Если правая часть системы (1) является гладкой функцией своих аргументов, то погрешность $\varphi(h_k) = \mathbf{y}(t_{k+1}) - \mathbf{y}_{k+1}$ есть дифференцируемая функция параметра h_k , а $\mathbf{y}(t_{k+1})$ – решение системы (1) с начальным условием \mathbf{y}_k .

Согласно формуле Тейлора справедливо равенство для каждой составляющей

$$\varphi(h_k) = \sum_{i=0}^s \frac{\varphi^{(i)}(0)}{i!} h_k^i + \frac{\varphi^{(s+1)}(\vartheta h_k)}{(s+1)!} h_k^{s+1}, \quad 0 < \vartheta < 1.$$

Параметры метода подбирают так, чтобы все производные, стоящие под знаком суммы, равнялись нулю, тогда $\varphi(h_k)$ определяет погрешность метода, а s – ее порядок.

Подбором соответствующих параметров для формул (23) можно получить различные типы ме-

тогда Рунге-Кутта, имеющие погрешность более высоких порядков. Для решения практических задач достаточно часто пользуются методом Эйлера с пересчетом, имеющим погрешность второго порядка. Различные схемы интегрирования системы (1) приводят к соответствующим алгоритмам вычисления производных сложных функций. При этом вид необходимых и достаточных условий не меняется.

Возможность вычисления производных целевой функции по полному вектору управлений открыла путь к использованию методов нелинейного программирования для решения дискретных аппроксимаций задач оптимального управления. Большинство численных методов оптимизации, основанных на алгоритмах нелинейного программирования, являются итерационными и организованы следующим образом. задается полный вектор управлений v и вычисляются компоненты фазового вектора y . Затем определяются значения целевой функции, функций ограничений, формируется согласно выбранному методу некоторая вспомогательная функция, которая минимизируется по вектору управления с использованием алгоритмов безусловной минимизации.

Вычислительные алгоритмы разделяют задачи выбора схем интегрирования и методов оптимизации. Так, например, возможен случай, когда система дифференциальных уравнений интегрируется по схеме низкого порядка точности, а оптимизация осуществляется с помощью методов, допускающих высокую точность. Этот подход возможен, когда система дифференциальных уравнений является достаточно гладкой и допускает простейшие схемы интегрирования при заданной точности. В случае жестких систем дифференциальных уравнений и систем, содержащих высокочастотные решения, требуются схемы интегрирования высокого порядка точности и в соответствии с требованием практики и с учетом погрешностей подбираются методы оптимизации.

Приведем прямой метод первого порядка для определения седловой точки функции Лагранжа

(12), рекуррентные формулы которого имеют следующий вид:

$$\left. \begin{aligned} v^{(k+1)} &= v^{(k)} - \alpha_k \frac{dL(y(v^{(k)}), v^{(k)}, \lambda^{(k)}, \mu^{(k)})}{dv}; \\ \lambda^{(k+1)} &= \lambda^{(k)} + \beta_k \frac{dL(y(v^{(k)}), v^{(k)}, \lambda^{(k)}, \mu^{(k)})}{d\lambda}; \end{aligned} \right\}$$

$$\text{где } \mu_j^{(k+1)} = \max[0, \mu_j^{(k)} + \gamma_k \frac{\partial L(y(v^{(k)}), v^{(k)}, \lambda^{(k)}, \mu^{(k)})}{\partial \mu_j};$$

$$\mu_j^{(0)} \geq 0; j = 1, \dots, q.$$

Здесь $\alpha_k, \beta_k, \gamma_k$ – некоторые положительные коэффициенты, определяемые на каждой итерации по формулам:

$$\left. \begin{aligned} \alpha_k &= \left[a + \left\| \frac{dL(y(v^{(k)}), v^{(k)}, \lambda^{(k)}, \mu^{(k)})}{dv} \right\|^{-1} \right]; \\ \beta_k &= \left[b + \left\| \frac{dL(y(v^{(k)}), v^{(k)}, \lambda^{(k)}, \mu^{(k)})}{d\lambda} \right\|^{-1} \right]; \\ \gamma_k &= \left[c + \left\| \frac{dL(y(v^{(k)}), v^{(k)}, \lambda^{(k)}, \mu^{(k)})}{d\mu} \right\|^{-1} \right]. \end{aligned} \right\}$$

Здесь a, b, c – положительные числа. Этот метод является локально сходящимся и поэтому требуется тщательно подбирать начальное приближение. В результате модификаций функции Лагранжа удается упростить в ряде случаев рекуррентные процедуры и при этом обеспечить требуемую точность решения задачи. Высокой скоростью сходимости обладают методы второго порядка, к которым относятся метод Ньютона и его всевозможные модификации. Эти методы используют матрицы вторых производных функции Лагранжа.

Как правило, свойства задачи мало известны и априори не представляется возможности выбрать наилучший вариант решения из имеющегося набора методов. Участие пользователя в процессе эффективного выбора вычислительного алгоритма решения оптимизационной задачи требует соответствующей ориентации программных средств. Накопленный опыт решения практических задач показывает правильность ориентации на диалоговые иерархические средства оптимизации.

125212, Москва, Ленинградское шоссе, д.31, кв.147; контактный тел.: 156-63-06

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Федоренко В.П. Приближенные методы решения задач оптимального управления. – М.: Наука, 1978. С. 487.

2. Евтушенко Ю.Г. Методы решения экстремальных задач и их применение в системах оптимизации. – М.: Наука, 1982. С. 437.

Статья поступила в редакцию 6 декабря 2002 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 3, с.10–14

УДК 621.039.546.3:681.306 + 621.035.586:681.306

Расчетно-экспериментальные методы определения параметров при хранении и обращении с ОЯТ

И.Е. Сомов, С.А. Николаев, В.Б. Полевой,
ГНЦ РФ ФЭИ, 249033, Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1,
С.А. Немытов, В.Н. Беспалов,
Концерн "Росэнергоатом", Москва

Описаны расчетно-экспериментальные методы определения параметров безопасности при хранении и обращении с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ). Для определения эффективного коэффициента размножения исследуемой системы предложено использовать стационарный и импульсный методы, а для определения глубины выгорания горючего – собственное нейтронное и гамма-излучения.

COMPUTATIONAL AND EXPERIMENTAL APPROACHES FOR DETERMINING THE PARAMETERS OF SPENT NUCLEAR FUEL IN HANDLING AND STORING. I.E. SOMOV, S.A. NIKOLAYEV, V.B. POLEVOY, S.A. NEMYTOV, V.N. BESPALOV. Described in the paper are calculation and experimental approaches purposed to determine safety parameters of spent nuclear fuel handling and storage. To determine effective multiplication factor of the system under consideration it was suggest to use stationary and impulse methods; fuel burn-up rate can be determined using neutron- and gamma-irradiation of fuel.

Хранение ОЯТ является одной из основных проблем ядерной индустрии. По оценкам [1], до конца первой декады XXI века в мировой ядерной энергетике общей мощностью около 400 ГВт эл. будет накоплено свыше 300 тыс. т ОЯТ. В настоящее время эти проблемы решаются через увеличение емкостей существующих хранилищ ОЯТ (ХОЯТ) и создание промежуточных хранилищ для временного хранения ОЯТ.

В данной работе дается краткое описание современного состояния проблем хранения ОЯТ на АЭС, методов определения характеристик, влияющих на безопасное хранение ОЯТ, и некоторых результатов расчетно-экспериментального определения параметров безопасного хранения отработавшего топлива в хранилищах АЭС с РБМК.

В настоящее время ОЯТ РБМК хранится сначала в приреакторных бассейнах выдержки (БВ) в течение ~ 3 лет, а затем в БВ ХОЯТ не менее 10 лет. Способ хранения в промежуточных хранилищах, расположенных на АЭС, и в централизованных хранилищах рассчитан на период не менее чем 50 лет, а затем ОЯТ должно размещаться в геологических формациях.

Допустимая безопасная подкритичность в указанных хранилищах для облученных ТВС (ОТВС) с начальным обогащением 2,4% по U-235 достигается либо за счет шага решетки (приреак-

торный БВ), либо за счет наличия стальных чехлов при минимальных размерах ячейки. При уплотнении ОТВС РБМК с начальным обогащением ~2,4% по изотопу U-235 могут возникать ситуации, при которых подкритичность системы не будет удовлетворять требованиям ядерной безопасности. В этой связи необходимо использовать либо чехлы с более сильным поглощением нейтронов, либо более тщательно контролировать геометрию размещения ОТВС с различным начальным обогащением и дополнительно иметь системы, с помощью которых имелась бы возможность периодического контроля параметров безопасности в наиболее опасных областях хранилищ.

Одновременно на АЭС с РБМК проводятся работы по подготовке к "сухому" хранению ОЯТ. Цель работ – создание комплекса контейнерного хранения.

Причины и механизм увеличения $K_{эф}$ при различных методах хранения ОЯТ освещены в работах [2, 3]. В них рассматриваются запроектные аварии, связанные с осушением БВ, и разработка мер по управлению запроектными авариями. Для некоторых типов хранилищ, где топливо хранится в герметичных пеналах, возможна ситуация, когда при осушении хранилищ вода остается внутри пеналов либо выкипает из пеналов, что приводит к увеличению $K_{эф}$.

С точки зрения ядерной безопасности наиболее простым путем управления такой запроектной аварией является обеспечение $K_{эф}$ меньше 1,0 без использования специальных дополнительных средств, например, введения специальных поглотителей (гомогенных или гетерогенных). Поэтому предложено [4, 5] учитывать глубину выгорания, т.к. реально топливо в хранилищах обладает значительным выгоранием. Если учитывать дополни-

тельное поглощение осколками деления и уменьшение обогащения топлива в процессе выгорания, то эта задача решается без введения дополнительных технических мер. В данном случае учет глубины выгорания не противоречит правилам безопасности, т.к. рассматриваются запроектные аварии.

Итак, основной задачей является определение $K_{эф}$ хранилища при предположениях и допущениях, описанных выше, и глубины выгорания.

Экспериментальные методы контроля параметров безопасности хранилищ ОЯТ

1. Методы измерения подкритичности и выгорания

Степень подкритичности хранилищ отработавшего топлива определяется расчетным путем. Для проверки расчетов разработаны экспериментальные методы. Проблемам экспериментального определения реактивностей и выгорания посвящено много работ, наиболее полный обзор которых приведен в [6 – 9].

Особенности, характеризующие хранилище ОТВС как размножающую систему для измерения $K_{эф}$:

1. Большие (по абсолютной величине) отрицательные реактивности. Как указывалось выше, в экспериментах необходимо установить, превышает ли значение $K_{эф}$ в нормальном состоянии хранилища величину, равную 0,73.

2. Большие геометрические размеры хранилища и сложный его материальный состав. Наличие этого фактора, безусловно, приведет к пространственной зависимости экспериментально определяемых параметров и, следовательно, к большим неопределенностям в измеряемом значении $K_{эф}$ для всего хранилища.

3. Принципиальная невозможность достижения исследуемой системой в нормальных условиях эксплуатации критического состояния. Это обстоятельство затрудняет использование ряда методов, требующих для своей реализации определения в критическом состоянии начальных условий либо соответствующих параметров.

4. Наличие мощного гамма-излучения приводит к сложностям аппаратного характера, состоящим главным образом в решении задачи регистрации нейтронного потока на фоне сопутствующего мощного гамма-излучения либо в учете этого излучения в алгоритме вычисления реактивности.

По способу воздействия на исследуемую систему, требуемого для своей реализации, все известные методы измерения реактивности принято делить на динамические (активные) и статистические (пассивные). Динамические методы используют различные устройства, изменяющие по оп-

ределенному закону реактивность исследуемой системы либо плотность нейтронного потока. Статистические методы таких устройств, как правило, не применяют либо используют экспериментальное оборудование, которое не приводит к детерминированному изменению указанных выше параметров. Отдельно можно выделить метод, основанный на обращенном решении уравнений кинетики реактора, который в своем традиционном применении хотя и требует изменения реактивности системы, но использует при этом “штатные устройства” в их нормальном технологическом режиме.

Среди динамических методов измерения реактивности наибольшую перспективность имеет *импульсный метод*, наиболее подготовленный для измерений $K_{эф}$ в БВ ХОЯТ. Среди всех модификаций этого метода, связанных со способами обработки отклика системы на короткий импульс нейтронного генератора, предпочтение следует отдать модифицированному методу Симмонса-Кинга, поскольку он содержит наименьшее число параметров, ошибки которых, обусловленные столь жесткими условиями этих измерений, могут привести к неопределенностям результата.

По имеющимся сообщениям [6], граница применения метода Симмонса-Кинга для разных систем различна, что необходимо учитывать для каждого конкретного случая. Достоинством метода является и то, что использование импульса нейтронов с энергией 14 МэВ способствует установлению основной пространственной гармоника в пределах большого объема исследуемой системы и, как следствие, к меньшей пространственной зависимости декремента затухания мгновенных нейтронов. Главной трудностью в применении этого метода является необходимость применения расчетных значений декремента затухания в критическом состоянии и поправок на изменение времени жизни мгновенных нейтронов.

В работе [10] для определения глубокой подкритичности ($K_{эф} \leq 0,7$) альфа-методом на основе измеренной величины асимптотической постоянной спада α -потока мгновенных нейтронов использовалась формула

$$-R_0 / \beta_{эф} = \alpha \Lambda / \beta_{эф} - 1 \rightarrow K_{эф} = (R_0 - \beta_{эф}) / \Lambda, \quad (1)$$

где $R_0 = (K_{эф} - 1) / K_{эф}$ – реактивность системы; $\beta_{эф}$ – эффективная доля запаздывающих нейтронов; Λ – время генерации мгновенных нейтронов.

Величина Λ обратно пропорциональна скорости генерации нейтронов деления, следовательно, существенно зависит от искомого значения $K_{эф}$, которое мы хотели бы определить на основе экспериментального значения α и расчетных значений $\beta_{эф}$ и Λ . Поэтому используется другая формула:

$$\alpha = \frac{1 - K_{эф}(1 - \beta_{эф})}{L} \rightarrow K_{эф} = \frac{1 - L\alpha}{1 - \beta_{эф}}, \quad (2)$$

где L – время жизни мгновенных нейтронов в системе, получаемое из расчета и связанное со временем генерации Λ соотношением $L = \Lambda K_{эф}$. Величина L значительно меньше зависит от неточности знания размножающих характеристик топливных сборок, чем Λ . Однако, как и Λ , L существенно зависит от точности моделирования замедлителя и диффузии нейтронов, поэтому для ее расчета целесообразно использование метода Монте-Карло.

Для самосогласованного расчета $K_{эф}$, $\beta_{эф}$, L и α методом Монте-Карло в комплексе программ ММКФК-2 [11] используется программа MCDENSP [12]. Точность расчета L по программе MCDENSP слабо зависит от точности расчета $K_{эф}$ благодаря использованию формул теории возмущений и определяется главным образом точностью задания и моделирования диффузионных (рассеивающих и поглощающих) свойств среды.

Измерительная система представляет собой 4-х канальную установку для регистрации и временного анализа распределений нейтронов. Блок-схема измерительной системы показана на рис. 1.

В качестве детектора нейтронов используются камеры деления КНТ-31-1, КНТ-54-1, калибровка которых не требуется. Применение камеры деления для регистрации нейтронов позволяет исключить влияние гамма-фона. Камеры деления питаются от постоянного источника напряжения +300 В. Детекторный блок работоспособен при дозе облучения $\leq 10^5$ Р/ч и температуре окружающей среды $\leq 100^\circ\text{C}$ и предназначен для работы в сухом канале. К камерам деления через линии связи длиной ~ 20 м подключены преду-

силители, сигналы с которых по линиям связи поступают на вторичную измерительную аппаратуру, связанную с ПЭВМ IBM PC с помощью интерфейсной карты связи. Для получения импульсов нейтронов с частотой следования до 30 Гц и энергией нейтронов 14 МэВ используется импульсный нейтронный генератор.

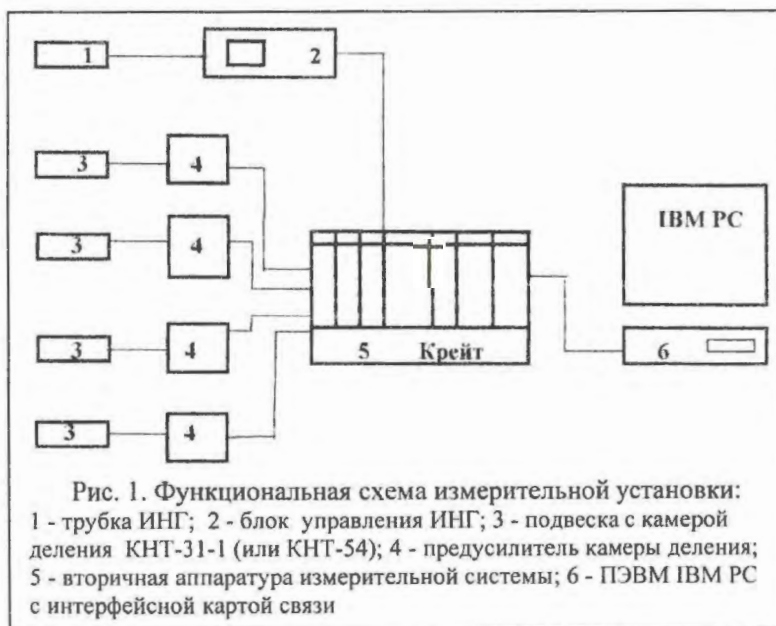
Установка для измерения подкритичности импульсным методом изготовлена, собрана и испытана на Ленинградской АЭС.

Спад мгновенных нейтронов α определяется по алгоритму, описанному в работе [13]. В настоящее время в ФЭИ разрабатывается усовершенствованная программа по измерениям и обработке экспериментальных данных, учитывающая пространственные и энергетические эффекты исследуемых областей БВ ХОЯТ.

В отличие от импульсного метода определения подкритичности, используемого только при существенных изменениях среды из-за своей трудоемкости и ограниченного ресурса работы нейтронной трубки, *стационарный метод* используется для постоянного и непрерывного контроля подкритичности.

Стационарный метод контроля подкритичности основан на известном свойстве размножающей системы увеличивать нейтронный поток, вызванный первичными источниками нейтронов [14]. В ХОЯТ таким источником нейтронов служит спонтанное деление паработанных трансурановых изотопов ^{242}Cm , ^{244}Cm , ^{240}Pu .

Для контроля подкритичности ХОЯТ стационарным методом [15] необходимо знать скорость генерации нейтронов вынужденного деления на грамм топлива ($Q_{вын}$) и скорость генерации нейтронов спонтанного деления на грамм топлива



($Q_{\text{сп}}$) в точках с максимальным потоком нейтронов. Если $Q_{\text{сп}}$ и $Q_{\text{вын}}$ известны, то умножение системы M можно записать в виде

$$M = (Q_{\text{вын}} + Q_{\text{сп}}) / Q_{\text{сп}}, \quad (3)$$

где $Q_{\text{вын}}$ – число вынужденных делений (вызванных нейтронами источника) в системе на единицу массы, а $Q_{\text{сп}}$ – мощность источника нейтронов спонтанного деления трансурановых элементов.

Так как $M = 1 / \Delta K$, а $\Delta K = 1 - K_{\text{эф}}$, то $1 / (1 - K_{\text{эф}}) = (Q_{\text{вын}} + Q_{\text{сп}}) / Q_{\text{сп}} \Rightarrow (1 - K_{\text{эф}}) = Q_{\text{сп}} / (Q_{\text{вын}} + Q_{\text{сп}})$, откуда

$$K_{\text{эф}} = 1 - Q_{\text{сп}} / (Q_{\text{вын}} + Q_{\text{сп}}) = Q_{\text{вын}} / (Q_{\text{вын}} + Q_{\text{сп}}). \quad (4)$$

Величина $K_{\text{эф}}$ оценивается сверху из соотношения $K_{\text{эф}} \leq (Q_{\text{вын}} / Q_{\text{сп}}) / (1 + Q_{\text{вын}} / Q_{\text{сп}})$. (5)

Измеренная калиброванной камерой деления скорость счета нейтронов в точке хранилища с максимальным потоком нейтронов (I_{max}) дает возможность определить отношение скоростей генерации нейтронов вынужденного и спонтанного деления

$$Q_{\text{вын}} / Q_{\text{сп}} = C I_{\text{max}}, \quad (6)$$

где C – коэффициент пропорциональности, определяемый с использованием расчетной величины $Q_{\text{сп}}$ и калибровочного коэффициента камеры, который для каждой камеры деления определяется на специальной установке в РНЦ “КИ” в соответствии с методикой [16].

Скорость генерации нейтронов спонтанного деления наработанных трансурановых элементов на грамм топлива ($Q_{\text{сп}}$) рассчитывается по программе ММКФК-2 или СТЕРАН с использованием данных по энерговыработке ТВС, полученных из системы централизованного контроля. Основное соотношение для оценки $K_{\text{эф}}$ через скорость счета камеры деления определяется формулой

$$K_{\text{эф}} \leq C I_{\text{max}} / (1 + I_{\text{max}}). \quad (7)$$

Относительная погрешность оценки подкритичности стационарным методом $\Delta K_{\text{эф}} / K_{\text{эф}}$ уменьшается с ростом $K_{\text{эф}}$. Для того, чтобы величина $\Delta K_{\text{эф}} / K_{\text{эф}}$ составляла ~1%, необходимая точность в определении скоростей генерации нейтронов спонтанного и вынужденного деления должна быть не хуже 7% при $K_{\text{эф}} \sim 0,9$ и 1,4% при $K_{\text{эф}} \sim 0,5$. Указанная точность определения скорости генерации нейтронов спонтанного деления достигается на специальном стенде РНЦ “КИ”.

Канал измерения скорости генерации нейтронов вынужденного деления на единицу веса топлива представляет собой калиброванную камеру деления КНТ-31, помещенную в тонкостенный герметичный корпус из нержавеющей стали и соединенную посредством кабеля (~30 м) с измерительной установкой. Измерительная установка состоит из источника высокого напряжения

(300 В) для питания камеры деления, предусилителя, усилителя, дискриминатора и пересчетного прибора с записывающим устройством.

Концерном “Росэнергоатом” выпущена методика определения нейтронно-физических характеристик и подкритичности ХОЯТ, которая включает оба вышеперечисленных метода.

Одной из важнейших характеристик, заложенных в требования ядерной безопасности при хранении ОТВС, является, как уже было сказано выше, *выгорание*, знание которого необходимо для расчета подкритичности БВ ХОЯТ. Для определения выгорания ОТВС используется *гамма-спектрометрическая методика с использованием корреляционной зависимости соотношения изотопов ^{134}Cs и ^{137}Cs от выгорания* [17, 18]. Данный метод определения глубины выгорания был использован для отработавших твэлов ВВЭР [17] и ОТВС РБМК. Теоретически этот метод может быть использован для определения выгорания отработавших твэлов или ТВС любого типа.

Накопление изотопов ^{134}Cs и ^{137}Cs может быть определено из одnogрупповых уравнений [19]:

$$Q_7 = g_7(5)\sigma_f^5(\Phi t)Q_{05} + g_7(9)\sigma_a^8\sigma_f^9Q_{08}(\Phi t)^2/2; \quad (8)$$

$$Q_4 = g_3(5)\sigma_a^3\sigma_f^5Q_{05}(\Phi t)^2/2, \quad (9)$$

где, соответственно, Q_7 , Q_4 – концентрации изотопов ^{137}Cs и ^{134}Cs ; $g_3(5)$, $g_7(5)$, $g_7(9)$ – выходы изотопов ^{133}Cs , ^{137}Cs при делении ^{235}U и ^{239}Pu ; σ_f^5 , σ_f^9 – сечения деления ^{235}U и ^{239}Pu ; σ_a^3 , σ_a^8 – сечения поглощения изотопов ^{233}U и ^{238}U ; Q_{05} , Q_{08} – начальные концентрации изотопов ^{235}U и ^{238}U ; Φt – флюенс нейтронов (нейтр./см²).

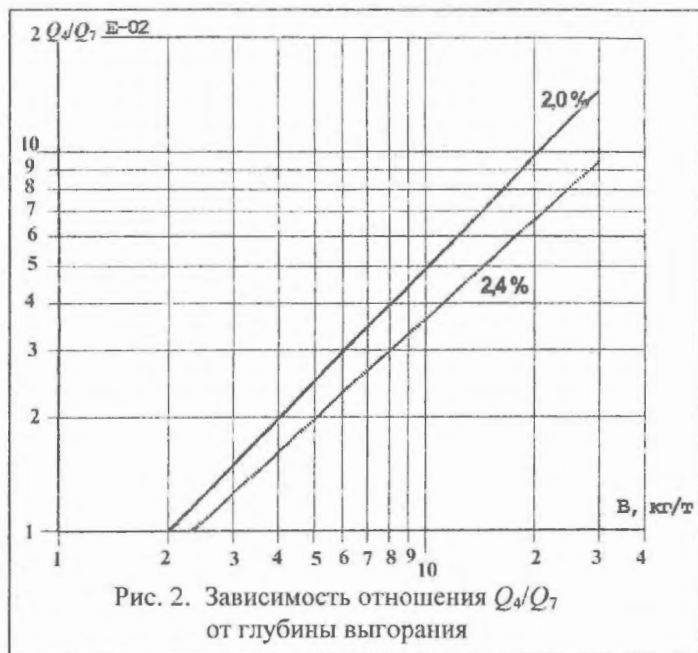
Вкладом деления ^{241}Pu в концентрации изотопов цезия можно пренебречь, ввиду его малости.

Из соотношений (8) и (9) получаем

$$\frac{Q_4}{Q_7} = \frac{g_3(5)\sigma_a^3(\Phi t)}{2g_7(5)}. \quad (10)$$

Из этого выражения можно определить величину флюенса нейтронов Φt , а по нему – массу выгоревших изотопов урана и плутония. На рис. 2 приводится расчетная зависимость выгорания V от соотношения концентраций изотопов ^{137}Cs и ^{134}Cs по модифицированным программам, приведенным в работе [18].

Линейная зависимость выгорания V от Q_4/Q_7 (рис. 2) наблюдается при $(\Phi t) < 1 \cdot 10^{21}$ нейтр./см². Отклонение этой зависимости от линейной при больших Φt вызвано в основном выгоранием ^{134}Cs . Из этого следует, что при напряженных условиях работы ТВС, когда наблюдается миграция продуктов деления, рассматриваемый метод по ^{137}Cs и ^{134}Cs неприменим к определению дифференциального выгорания.



Экспериментальное определение концентраций изотопов ^{134}Cs , ^{137}Cs производится путем измерения интенсивности γ -линий этих изотопов с энергиями 662 эВ (^{134}Cs) и 800 кэВ (^{137}Cs).

Для вычисления площадей исследуемых фотопиков используется формула

$$S = S_n - S_{\text{фон}} = \sum_{i=1}^m N_i - 0,5(N_1 - N_2)(n_2 - n_1 + 1), \quad (11)$$

где, соответственно, S_n , $S_{\text{фон}}$ – площади пика и фона; N_1 , N_2 – число импульсов в первом и последнем каналах исследуемого фотопика (на границах фотопиков); n_1 , n_2 – число каналов между границами фотопика.

Концентрация изотопа Q связана с площадью соответствующего фотопика по формуле

$$Q = S^{\lambda t_{\text{xp}}} / (\epsilon(E_\gamma) \lambda K(E_\gamma) \delta(E_\gamma)), \quad (12)$$

где S – площадь фотопика; $\epsilon(E_\gamma)$ – эффективность регистрации соответствующей γ -линии изотопа; λ – постоянная распада изотопа, $1/\text{с}$; $K(E_\gamma)$ – выход γ -квантов соответствующего изотопа; $\delta(E_\gamma)$ – коэффициент самопоглощения γ -квантов соответствующей энергии в топливе; t_{xp} – время от момента извлечения сборки из реактора до момента измерения (по учетным данным станции), с.

Исходя из формулы (12), отношение концентраций изотопов ^{134}Cs и ^{137}Cs рассчитывается по формуле

$$\frac{Q_4}{Q_7} = \frac{S_4}{S_7} \cdot \frac{\epsilon(E_\gamma)_7 \lambda_7 K(E_\gamma)_7 \delta(E_\gamma)_7}{\epsilon(E_\gamma)_4 \lambda_4 K(E_\gamma)_4 \delta(E_\gamma)_4} e^{(\lambda_4 - \lambda_7)t_{\text{xp}}}. \quad (13)$$

Относительная погрешность в определении концентраций изотопов ^{134}Cs и ^{137}Cs складывается из ошибок в определении площадей пиков ($\pm 2\%$) и физических констант ($1 - 2\%$). Суммарная погрешность равна $\sim \pm 5\%$ (0,95).

Для измерения гамма-спектров от ОТВС необходим стенд. Для изготовления стенда используется стандартный “сухой” пенал для хранения отработавших сборок, к которому снизу присоединен утяжелитель. Защита блока детектирования изготавливается из нержавеющей стали и представляет собой кольцевой полый цилиндр, заполненный свинцом, с отверстием для коллиматора. Защита блока детектирования с коллиматором подвешивается на траверсе снаружи “сухого” пенала и может перемещаться по его длине подъемным краном либо специальным механизмом. Блок детектирования подвешивается на траверсе внутри свинцовой защиты и перемещается внутри пенала.

Измерения ОТВС на стенде проводятся при помощи гамма-спектрометра, состоящего из теллурид-кадмиевого блока детектирования, кабелей линий связи, блока гамма-спектрометра и ПЭВМ IBM PC с аналого-цифровым преобразователем и интерфейсной картой связи.

Другим перспективным способом определения глубины выгорания является метод, основанный на регистрации собственного нейтронного излучения ОЯТ. В процессе облучения исходного топлива UO_2 в ядерном реакторе в нем образуются нуклиды Pu, Am, Cm, обладающие высокой удельной α -активностью и значительными выходами нейтронов спонтанного деления. Величина собственного нейтронного излучения, состоящего из нейтронов (α, n) - реакции на легких ядрах и нейтронов спонтанного деления ядер Pu, Am, Cm, непосредственно связана с величиной выгорания V .

Расчеты удельных выходов нейтронов (α, n) - реакций и нейтронов спонтанного деления для ОЯТ РБМК-1000 и ВВЭР-1000 показывают, что поток собственных нейтронов в интервалах выгорания $5 \div 40$ МВтсут/кгU достаточно интенсивен, чтобы использовать результаты нейтронных измерений для определения выгорания с погрешностью $\pm 15 \div 20\%$ [20, 21]. Основной вклад в полный выход нейтронов при выгораниях $V \geq 20$ МВтсут/кгU и времени выдержки $t_c > 1 \div 1,5$ лет дает ^{244}Cm .

В значительном диапазоне выгорания $5 \div 40$ МВтсут/кгU величина нейтронного потока W связана с выгоранием (в первом приближении) соотношением

$$V = V_0 (W/W_0)^{1/n} e^{\lambda t_c/n}, \quad (14)$$

где W_0 , V_0 – соответствующие градуировочные значения нейтронного потока и выгорания, приведенные на момент выдержки $t_c = 3$ года; λ – постоянная распада ^{244}Cm ; n – показатель, зависящий от выгорания. Показатель n уменьшается с ростом выгорания, что обуславливает необходи-

мость градуировочных измерений во всем контролируемом диапазоне В и тем самым усложняет метрологическое обеспечение данного метода.

При всей простоте измерительной техники метод нуждается в методической проработке вопросов, связанных с учетом эффективного коэффициента размножения нейтронов, который также зависит от величины выгорания и от среды, окружающей измеряемую ОТВС. Так, например, для одной ТВС ВВЭР-1000, расположенной в БВ (в воде), $K_{эф}$ изменяется в интервале $(0,9 \div 0,6)$ при изменении выгорания в диапазоне $0 \div 40$ МВтсут/кгU. Кроме того, для контроля выгорания при помощи регистрации собственного нейтронного излучения (Q_{tot}) необходима информация о времени выдержки t_c , чтобы в соответствии с формулой (14) учесть экспоненциальное уменьшение скорости счета нейтронов, вызванное распадом ^{244}Cm .

При измерении собственного нейтронного излучения от ОТВС выгорание определяется как степенная функция интенсивности нейтронного потока:

$$B = \alpha_1 (W)^{\alpha_2}, \quad (15)$$

где α_1 , α_2 – калибровочные коэффициенты. Результаты измерений восстанавливаются с учетом геометрического разрешения установки.

Чувствительность метода нейтронного сканирования, благодаря степенной зависимости накопления трансуронов от интегрального нейтронного потока в реакторе, позволяет уверенно определять степень неравномерности выгорания по длине ОТВС, что является существенным фактором при изучении динамики выгорания в активной зоне реактора. Устройство, использующееся для осу-

ществления настоящего метода, позволяет проводить сканирование ОТВС непосредственно в БВ.

Измеряемая сборка в пенале помещается в измерительный объем, выбранный таким образом, чтобы исключить влияние соседнихборок, находящихся в штатных местах своего хранения. Как показали фоновые измерения, при расстоянии до ближайшей неизмеряемой сборки ~ 1 м интенсивность счета фонового сигнала пренебрежимо мала ($< 1\%$) по сравнению со скоростью счета даже для периферийных участков кассеты.

Детектирующий модуль располагается в пустом пенале рядом с измеряемой сборкой после установки последней в измерительном объеме. При этом устройство протяжки модуля располагается на крышке бассейна непосредственно над измерительным объемом. В качестве детектора для регистрации собственного нейтронного излучения используются камеры деления типа КНТ-31.

Фиксируется начальное положение детектирующего модуля, постоянное для всехборок и соответствующее начальной точке сканирования, и перемещением модуля сверху вниз осуществляется дискретное (с заданным шагом) сканирование ОТВС. Регистрирующая аппаратура и блоки питания конструктивно вынесены за пределы рабочего объема и могут располагаться непосредственно в зале БВ ХОЯТ.

Предложенные методы определения выгорания по указанным выше причинам, а также из-за огромного количества накопившихся в ХОЯТ ОТВС РБМК (~ 20000 шт. только на ЛАЭС), могут быть использованы только для выборочного контроля точности определения выгорания с помощью штатных систем АЭС.

2. Результаты испытаний импульсного метода определения подкритичности

Практические рекомендации по возможности использования стационарной методики определения подкритичности можно взять из работ, проведенных в более ранние сроки на Объекте "Укрытие" Чернобыльской АЭС [22]. Испытания импульсного метода определения подкритичности проводились на ЛАЭС, а измерения декремента затухания α – с помощью электронной аппаратуры, блок-схема которой приведена на рис. 1.

Для расчета $\beta_{эф}$ и L , необходимых для экспериментально-расчетного определения ρ и $K_{эф}$, использовалась программа MCDENSP [12], являющаяся модификацией программы ММКФК и позволяющая с помощью теории возмущений рассчитывать время жизни L мгновенных нейтронов

как дробно-билинейный функционал квазистационарного потока и условно-критической ценности нейтронов. Методика расчета и программа обоснованы теоретически [23] и экспериментально [24, 25].

На рис. 3 – 6 приведены расчетные значения L , $\beta_{эф}$, α и $K_{эф}$, полученные в зависимости от обогашения горючего по изотопу ^{235}U и выгорания ОТВС при уплотненном хранении. Представленные расчетные кривые получены для невозмущенных равномерных решеток ОТВС. Замена ОТВС на пустые каналы для размещения в них экспериментальных устройств – трубки импульсного нейтронного генератора и датчиков нейтронов приводит к несущественным изменениям констант L , $\beta_{эф}$, α и $K_{эф}$.

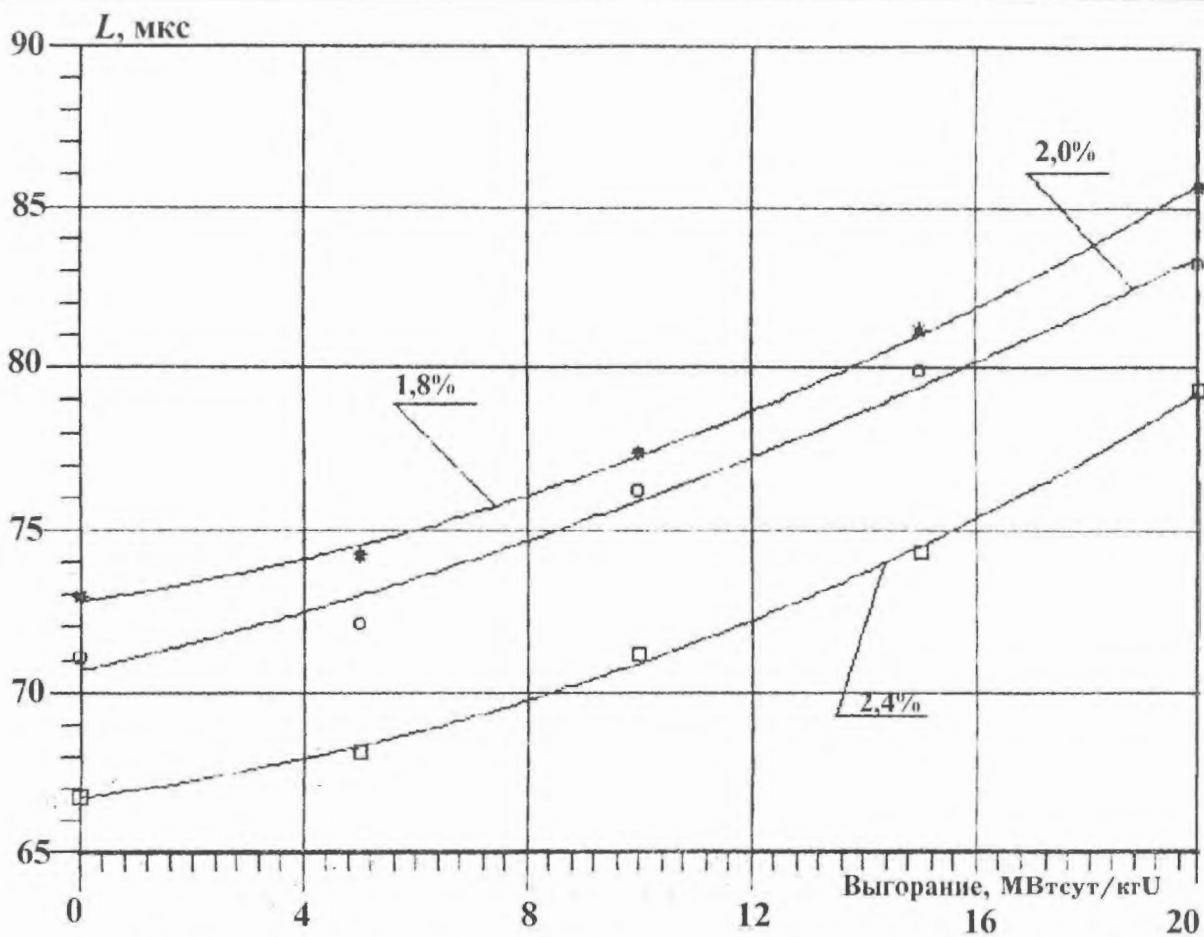


Рис. 3. Расчетные значения времени жизни мгновенных нейтронов L в зависимости от выгорания и обогащения по U-235 для уплотненной решетки хранилища

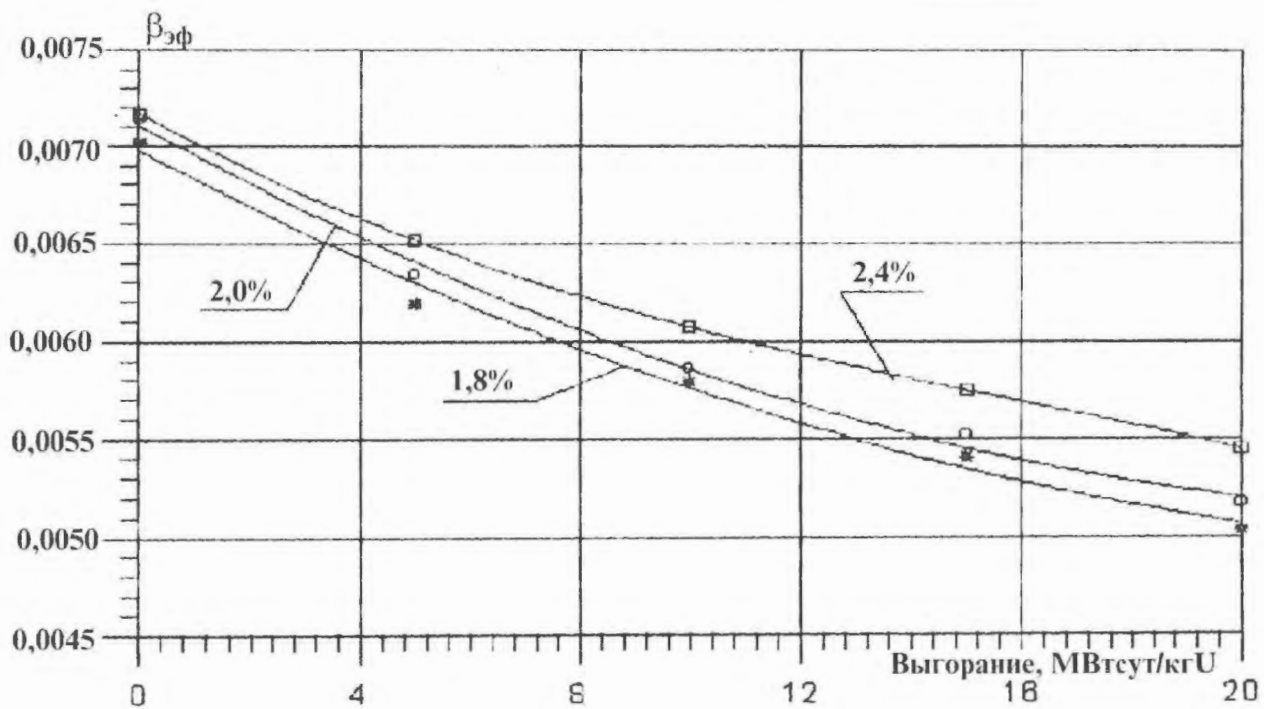


Рис. 4. Расчетные значения эффективной доли запаздывающих нейтронов $\beta_{эф}$ в зависимости от выгорания и обогащения по U-235 для уплотненной решетки хранилища

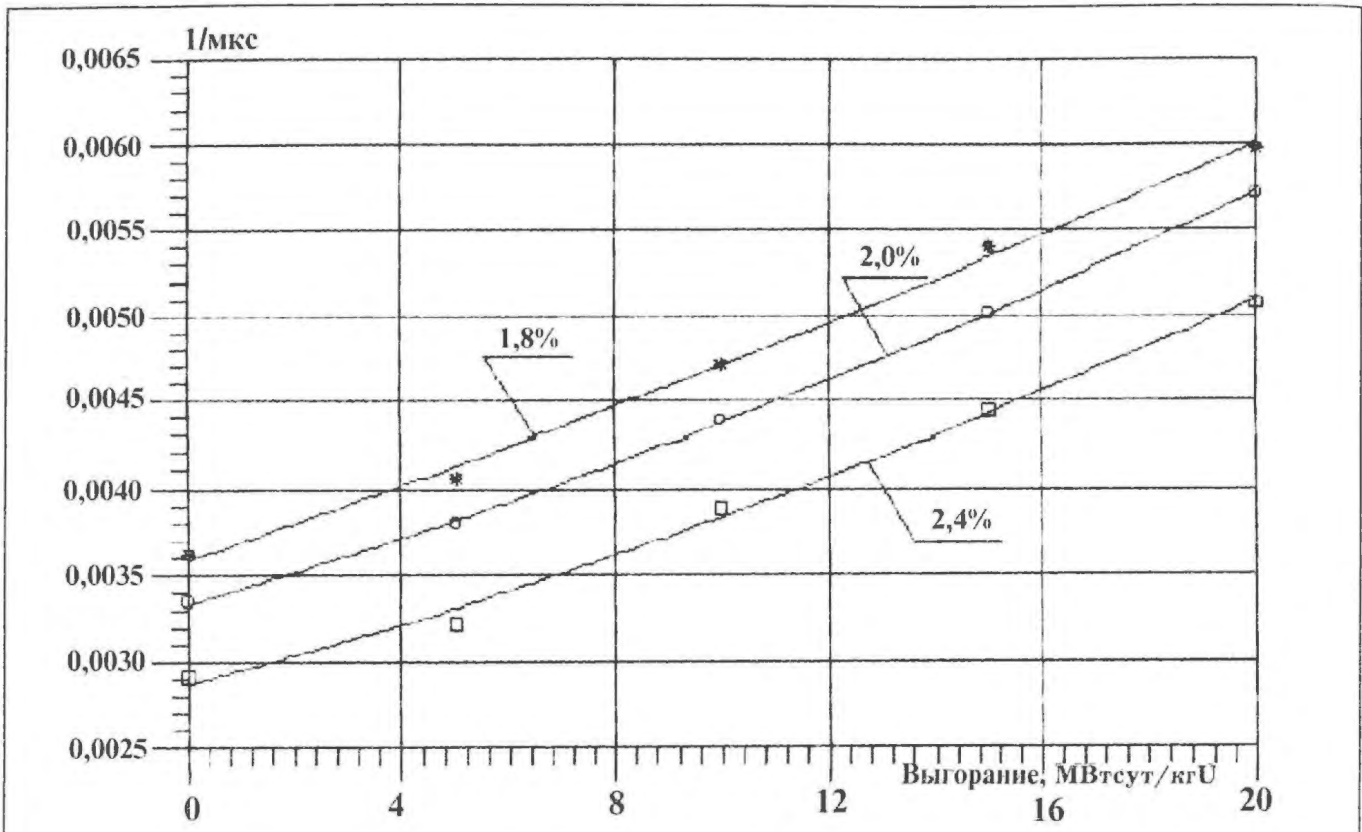


Рис. 5. Расчетные значения асимптотической постоянной спада α потока мгновенных нейтронов в зависимости от выгорания и обогащения по U-235 для уплотненной решетки

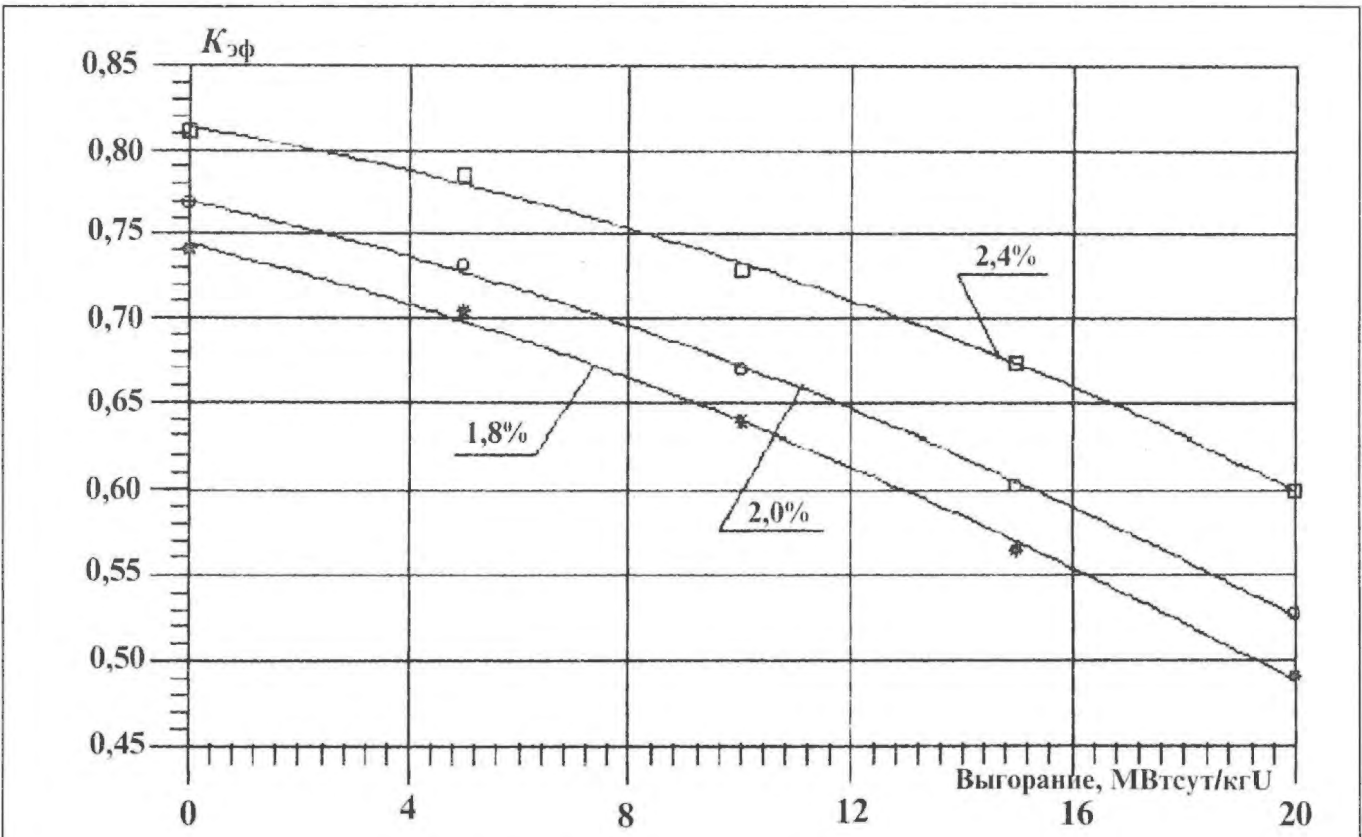


Рис. 6. Расчетные значения величины $K_{\text{эф}}$ в зависимости от выгорания и обогащения по U-235 для уплотненной решетки

3. Экспериментальная проверка определения глубины выгорания

Испытание методики определения глубины выгорания ядерного топлива в ОТВС РБМК-1000 проводилось на макете измерительного стенда, сооруженного в бассейне ХОЯТ Курской АЭС.

Комплект измерительной аппаратуры включал: теллурид-кадмиевый детектор в свинцовой защите, предусилитель, кабели линий связи, блок амплитудного анализа и ПЭВМ IBM PC со встроенной платой АЦП и интерфейсной картой связи (рис. 7). Экспериментальная проверка макета измерительного стенда подтвердила возможность проведения массовых измерений гамма-спектров ОТВС в бассейне ХОЯТ станции при помощи предлагаемой измерительной аппаратуры.

Экспериментальная проверка методики определения глубины выгорания ядерного топлива в ОТВС РБМК-1000 проводилась на десяти отработавших сборках с начальным обогащением 2,0 и 2,4%, средней расчетной глубиной выгорания 14 – 21 кг/тU и временем выдержки 1,5 – 2,5 года после выгрузки из реактора и до момента измерения.

Для измерений гамма-спектров ОТВС использовался гамма-спектрометр с теллурид-кадмиевым детектором с разрешающими способностями ПШПВ, равными 7,2 – 8,5 для пика ^{137}Cs (662 кэВ) и 8,3 – 10,5 для пика ^{134}Cs (796 + 802 кэВ). В гамма-спектрах ОТВС эти γ -линии были четко выделены, в то время как γ -линия с энергией 605 кэВ (^{134}Cs) находилась на краю комптоновского распределения и была частично им закрыта.

После обработки измеренных гамма-спектров получают экспериментальные величины пиков S_4 , S_7 в точках измерений для каждой обследованной сборки. По измеренным значениям S_4 и S_7 и данным таблицы определяются величины отношений концентрации изотопов Q_4 и Q_7 (усредненные по сборке). По графику, представленному на рис. 2, находится средняя глубина выгорания топлива $V_{\text{ср}}$ в данной сборке. На рис. 8 представлен пример расчетного и экспериментального распределения глубины выгорания по длине одной из 10-ти обследованныхборок.

Сравнение учетных данных станции по глубине выгоранияборок с экспериментальными значениями позволяет определить их расхождение и

Физические характеристики изотопов ^{134}Cs и ^{137}Cs

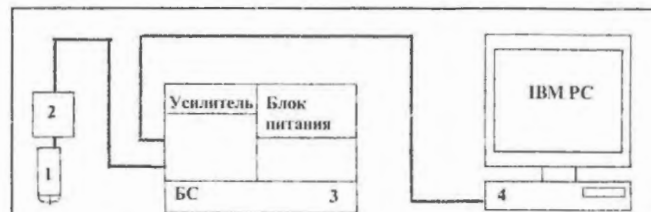


Рис. 7 Блок-схема гамма-спектрометра:

1 - теллурид-кадмиевый датчик; 2 - предусилитель; 3 - спектрометрический блок; 4 - ПЭВМ IBM PC с аналого-цифровым преобразователем и интерфейсной картой связи

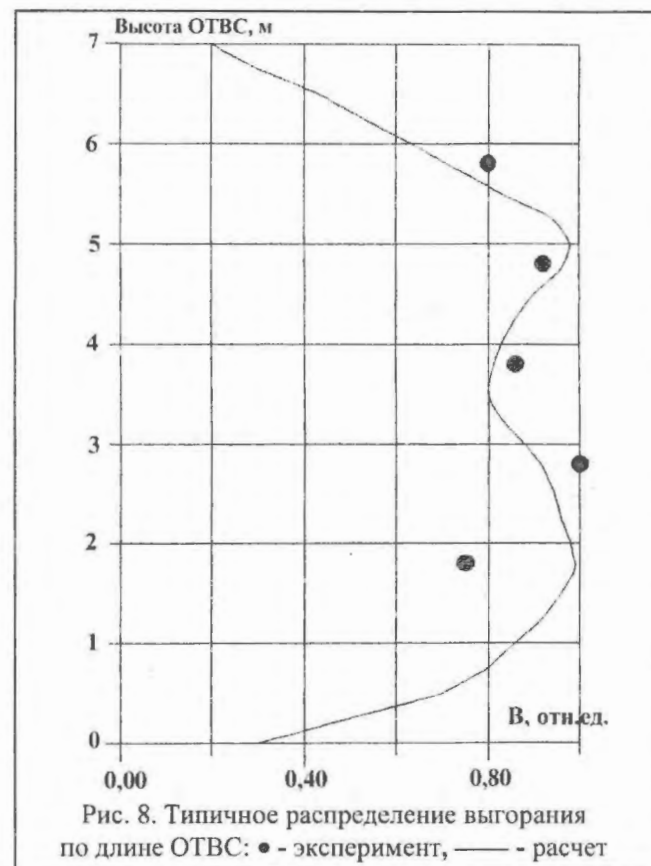


Рис. 8. Типичное распределение выгорания по длине ОТВС: ● - эксперимент, — - расчет

оценить погрешность определения глубины выгорания и коэффициенты неравномерности.

Используя полученные распределения ^{137}Cs по длине ОТВС, можно определить коэффициент K_2 неравномерности распределения выгорания по длине ТВС, равный отношению максимального выгорания к среднему по длине сборки.

Характеристика	Cs-137 (662 кэВ)	Cs-134 (796 + 802 кэВ)
Период полураспада $T_{1/2}$, лет	30,0	2,0
Постоянная распада λ , 1/с	$7,2 \cdot 10^{-10}$	$1,0 \cdot 10^{-8}$
Выход гамма-квантов $K(E_\gamma)$, %	85,1	85,1+8,8
Коэффициент самопоглощения $\delta(E_\gamma)$, отн. ед.	0,8	1,0
Эффективность регистрации гамма-квантов $\varepsilon(E_\gamma)$, отн. ед.	1,0	0,8

Заключение

1. В связи с проводимыми работами по уплотнению действующих стационарных хранилищ, с которых ОЯТ не вывозится, необходимо провести работы по созданию и внедрению системы контроля параметров безопасности при хранении и обращении с ОЯТ для расчетно-экспериментального определения состояния ядерной и радиационной безопасности, остаточного энерговыделения, температурных и других важных для безопасности характеристик.

2. Разработанная методика и электронная система позволяют с заданной точностью (до 1 – 2%) измерить скорость спада плотности нейтронного потока и использовать эту величину для расчетно-экспериментального определения $K_{эф}$ БВ ХОЯТ.

3. Методика пригодна для измерения подкритичности любых размножающих сред – реакторов, критсборок, ХОЯТ. Предложенный метод расчетно-экспериментального определения подкритичности может служить для контроля $K_{эф}$ в ХОЯТ при нормальных режимах эксплуатации с целью более точного вычисления $K_{эф}$ запроектных аварий и проверки расчетных программ.

4. Предложенная методика позволяет определить относительное распределение выгорания по высоте ОТВС с последующей калибровкой на абсолютное значение выгорания.

5. Для обоснования других методов, описанных в данной работе, необходимо на одной из АЭС провести их комплексные испытания.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Елагин Ю.П. Проблемы хранения отработавшего топлива. – Атомная техника за рубежом, 1998, № 9.

2. Внуков В.С., Богословцева О.В. О влиянии плотности воды на коэффициент размножения для хранилищ и транспортных упаковок ТВС. – Сб. “Технический прогресс в атомной промышленности”. Сер. Твэлостроение, 1986, вып. 3(15).

3. Внуков В.С., Диев Л.В., Рязанов Б.Г., Богословцева О.В. Способы уплотнения и меры безопасности хранения отработавшего топлива реакторов ВВЭР и РБМК. – Сб. “Технический прогресс в атомной промышленности”. Сер. Твэлостроение, 1986, вып. 3(15).

4. Внуков В.С. Глубина выгорания как параметр ядерной безопасности для хранилищ и транспортных упаковочных комплектов с отработавшим ядерным топливом. – Атомная техника за рубежом, 1990, № 12.

5. Внуков В.С., Рязанов Б.Г. Использование глубины выгорания для ядерной безопасности хранилищ отработавшего топлива. ICNC 91. Oxford, 1991.

6. Стумбур Э.А. и др. Границы применимости α -метода для измерения реактивности в уран-водных системах. – В сб. “Теоретические и экспериментальные проблемы нестационарного переноса нейтронов”. – М.: Атомиздат, 1972. С.275.

7. Mihalezo J.T. Prompt Neutron Decay and Reactivity Measurements in Subcritical Uranium Metal Cylinders. Nucl. Sci. And Eng., 32 (1968), pp. 292 – 301.

8. Mihalezo J.T. et al. Power Spectral Density Measurements with ^{251}Cf for Unreflected 17.77 - Cm - diam Uranium (93&2 wt % ^{235}U) Metal Cylinders. Trans. Am. Nucl.Soc., 23 (1976), p. 521.

9. Фролов В.В. Ядерно-физические методы контроля делящихся веществ. – М.: Атомиздат, 1989.

10. Кипин Дж. Физические основы кинетики ядерных реакторов. Пер. с англ. – М.: Атомиздат, 1967.

11. Полевой В.Б. и др. ММКФК-2 – комплекс программ для решения задач переноса излучения в физике реакторов методом Монте-Карло. Разработка ФЭИ, т. 376, Обнинск, 1984.

12. Тарасова О.Б., Полевой В.Б. Решение квазистационарной задачи переноса нейтронов в программах MCDEN и MCDEN-SP. Препринт ФЭИ-1910. – Обнинск, 1988.

13. Веселова Г.П., Грачев А.В. и др. Измерительно-вычислительный комплекс на базе многодатчиковой аппаратуры и ЭВМ “Мера-60” для измерения параметров кинетики реактора методом импульсного нейтронного источника. Препринт ФЭИ-1695. – Обнинск, 1985.

14. Юз. Нейтронные исследования на ядерных котлах. – М.: 1954.

15. Беллев С.Т., Бондаренко Л.Н. и др. Техника и методы изучения нейтронно-физических топливо-содержащих масс 4-го энергоблока ЧАЭС. Препринт ИАЭ-5312/3. – М.: 1991.

16. Лизоркин М.П. Аннотация программы ПЕР-МАК-У. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1988, вып. 4.

17. Миллер О.А. и др. Определение выгорания топлива в кассетах ВВЭР-440 при помощи прибора “Арагонит”. – Атомная энергия, 1979, т. 46, вып. 5.

18. Miller O. et al. Isotopic Correlations in Irradiated Fuel from WVER-400 Power Reactors. Kernenergie, № 7, 1988. – S. 316.

19. Демидов А.М., Миллер О.А. Определение выгорания в твэлах из относительного содержания двух продуктов деления. – Симпозиум СЭВ. Состояние и перспективы развития АЭС с ВВЭР. – М., 1968.

20. Федотов П.И., Казаринов Н.М., Воронков А.Л. Использование метода нейтронного сканирования отработавших кассет ВВЭР для целей гарантий. Доклады совещания экспертов МАГАТЭ. Вена, 1979/AG-241.

21. Воронков А.А. и др. Определение стандартного нейтронного выхода некоторых фотонейтронных источников и учет влияния тормозного излучения. – Атомная энергия, 1978, т. 45, вып. I. С. 64.

22. Арзуманов С.С., Беллев С.Т. и др. Нейтронные исследования на объекте “Укрытие”. Препринт ИАЭ-5313/3, 1991.

23. *Полевой В.Б., Тарасова О.Б.* Оценки для расчета методом Монте-Карло времени жизни мгновенных нейтронов. Препринт ФЭИ-2203. – Обнинск, 1988.

24. *Безунов Г.Н. и др.* Экспериментально-расчетное изучение времени жизни мгновенных нейтронов в быстром реакторе с зонами замедлителя в отражателе / нейтронно-физические проблемы безопасности ядерно-энергетических установок/. – Тез. докл.

VI Всесоюзного семинара по проблемам физики реакторов, 4-8 сентября 1989 г. – М.: ЦНИИАтоминформ, 1989. С. 48-50.

25. *Даруга В.К., Полевой В.Б.* Экспериментальная проверка расчетов методом Монте-Карло зависимости времени жизни мгновенных нейтронов от реактивности быстрого реактора с замедляющим отражателем. Препринт ФЭИ-2027. – Обнинск, 1989.

Статья поступила в редакцию 24 октября 2002 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 3, с.15 – 25.

Методика калибровки и оперативного контроля работоспособности измерительных каналов СВРКТ без демонтажа термоэлектрических преобразователей

В.Н. Богомолов, В.Н. Замиусский,

ГНЦ РФ ФЭИ, 249033, Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1

Описана методика калибровки измерительных каналов системы внутриреакторного контроля температур (СВРКТ), выполняемой без демонтажа первичных термоэлектрических преобразователей (ТЭП). Дано описание алгоритма оперативного контроля работоспособности измерительных каналов, основанного на методе парных регрессий. Методика внедрена на Белоярской АЭС и прошла тестирование на экспериментальных данных, полученных на 5-ом блоке Нововоронежской АЭС.

NUCLEAR REACTOR CORE TEMPERATURE CHANNELS CALIBRATION METHOD WITHOUT TAKING SENSORS OFF THE REACTOR. V.N. BOGOMOLOV, V.N. ZAMIUSKIY. Nuclear reactor core temperature channels calibration method without taking sensors off the reactor and measuring channels workability control algorithm, based on pair regressions, are presented. These methods were applied in industry on Beloyarskaya NPP and passed through testing on experimental data from 5-th unit of Novovoronezhskaya NPP.

Основное оборудование АЭС оснащено большим количеством измерительных каналов. Большинство из них, в частности термометрических, относится к типу встроенных, т.е. весьма неудобных для метрологического обеспечения (надзора, поверки и т.д.). Так, поверка измерительных каналов СВРКТ на 3-ем блоке БАЭС, например, выполнялась только во время плановых остановов на ремонт. При этом проводился демонтаж части ТЭП, выполнялась их поверка в лабораторных условиях и независимо от результатов проводилась замена на новые, т.к. вторичный монтаж ТЭП объективно нецелесообразен из-за потенциальной опасности их механической поломки, радиационных загрязнений и пр.

Метрологическая служба БАЭС использовала "Временные Правила...", которые позволяли ей проводить выборочный контроль термометрических каналов. Это существенно снижало трудоемкость метрологических работ и материальные затраты, но не решало задачу метрологического обеспечения СВРКТ, т.к. контроль проводился выборочный и сохранялась практика замены еще вполне исправных ТЭП.

В то же время отечественной и мировой практикой повсеместно признается, что метрологическое обеспечение сложных технических объектов в части поверки (калибровки) средств измерений,

встроенных в технические устройства, пойдет по пути разработки специальных поверочных методик [1], а также путем использования средств диагностирования измерительных систем тестовым и функциональным способами [2].

Применительно к объектам атомной энергетики подобные методики разрабатывались в ФЭИ ранее в основном для установок специального назначения. Эти методы всесторонне апробированы и показали свою практическую ценность. Некоторые разработки алгоритмов диагностирования для ядерно-энергетических паропроизводящих установок общего назначения выполнены в ФЭИ в последнее время по заказу конструкторов [3].

Методика калибровки измерительных каналов СВРКТ без демонтажа ТЭП для реактора БН-600 БАЭС разрабатывалась в ФЭИ по Программе ОНТП-6 "Совершенствование метрологического обеспечения эксплуатации АЭС". Она использует принцип информационной избыточности и основана на известных способах статистической обработки экспериментальных данных, получаемых методом пассивного эксперимента (фиксации текущих значений параметров) во время пусков, остановов и работы блока на номинальном уровне мощности.

Методика содержит в себе два способа, объединенных общей задачей. Первый представляет

собой собственно калибровку, основанную на использовании в качестве образцового измерительного канала математической модели в виде так называемого текущего среднего. Итерационная процедура отбора каналов, показания которых используются для формирования текущего среднего, предусматривает использование статистических и метрологических показателей, которые оперативно вводятся по запросу поверяющего. Этим достигается ее универсальность под любые требования к процедуре поверки (калибровки).

Выходом поверки (калибровки) являются численные значения отклонений от образцового канала для всех каналов, включенных в систему контроля, тренды этих отклонений, вероятности выхода за допустимые отклонения, а также некоторые промежуточные результаты, которые могут быть полезными для метрологической аттестации датчиков в текстовом (табличном) и графическом видах. Предусмотрена возможность выдачи "Протокола калибровки" измерительных каналов по стандарту предприятия.

Второй способ применяется для оперативного контроля за сохранением метрологических характеристик измерительных каналов. В нем используются приоритетные разработки ФЭИ, основанные на методе парных регрессий [4]. Способ основан на принципе физически очевидных функциональных связей между параметрами. Контроль датчиков (измерительных каналов) предполагает знание этих связей хотя бы на качественном уровне. Считая, что в течение некоторого времени эти связи не меняются, их используют для решения задач оперативного контроля за сохранением метрологических характеристик измерительных каналов. Связи используются на уровне регрессий в виде эталонных математических моделей, связывающих попарно все датчики в группах между собой. Набор датчиков в группы проводится на основе данных формального (статистического) и неформального анализ работы установки.

Контроль работоспособности каналов выполняется в процессе эксплуатации реактора в любом режиме его работы. При этом предусмотрена кратность выводов об исправном (неисправном) канале как по количеству опросов, так и по числу датчиков-свидетелей, используемых в методе парных регрессий в качестве факторов в эталонных математических моделях. Результатом контроля являются так называемые вектор-ситуации, которые служат аналогами оценок вероятностей выхода контролируемого канала за доверительные границы с любым, наперед заданным уровнем значимости.

Методика включает в себя две независимые специализированные программы (одна для калибровки, вторая для оперативного контроля работоспособности), которые могут быть поставлены на ПЭВМ типа IBM PC с процессором 80486 и лучше с ОС Windows 3.1 и больше. В программном обеспечении предусмотрена оперативная помощь, а также блокировки по загрузке и внутренним связям.

"Методика калибровки ..." согласована ГАН РФ и по требованию заказчика может быть переведена в "Методику поверки ...". Способ метрологической аттестации разработан, его можно использовать для проведения подобной работы после соответствующего согласования в Госстандарте РФ.

Сделано предположение, что разработанные для БАЭС алгоритмы калибровки и контроля работоспособности каналов СВРК после минимальной коррекции могут быть использованы на АЭС других типов. Из общих соображений ясно, что на блоках с ВВЭР и РБМК, из-за существенно меньшего подогрева теплоносителя в активной зоне, уровней температур и прочих сопутствующих условий, данные алгоритмы будут работать с более высокой точностью и надежностью, чем на реакторах типа БН.

Проверка этого предположения, выполненная на данных по 175-ти каналам измерения температур, полученных с 5-го блока НВАЭС в моменты плановых пуска и останова блока, показала его состоятельность. Теплофизическая лаборатория (ТФЛ) НВАЭС предоставила также результаты собственной поверки этих каналов, выполненной ею по принятой на станции методике в этот же период времени. Результаты применения предлагаемой "Методики калибровки ..." и сравнения со штатной методикой показали:

1. Девять каналов (40, 47, 111, 120, 127, 133, 168, 171, 172) признаны сотрудниками ТФЛ неработоспособными, поэтому их показания "занулили", т.е. приписали нулевые показания вне зависимости от действительных.

2. Один канал (169) имеет сильно заниженные (до 80 °С), но не нулевые показания.

3. Один канал (126) имеет дисперсию (14810 °С)², что в сотни раз превосходит среднюю (~5,5 °С)², поэтому он признан изначально неработоспособным, хотя на станции его считали работоспособным.

4. Ряд каналов (11, 12, 22 – 24, 41, 48, 80, 156, 160, 161) имеют от одного до нескольких единичных выбросов различного знака амплитудой от ~5 до ~30 °С. Образ выбросов ассоциируется с эффектом шунтирования канала в момент записи каким-то параллельным прибором, типа КСП например.

5. Обработка данных по программе предлагаемой "Методики ..." показала, что все 11 каналов, неисправность которых очевидна (они перечислены выше в пп. 1 – 3), признаны неисправными на первом же шаге ее работы. Задав допустимый уровень отклонений в $1,5^{\circ}\text{C}$ (эта величина директивная, поэтому может быть назначена на этапе исследований в разумных пределах любой, т.к. это обстоятельство не влияет на выводы относительно величины действительных отклонений для остальных условно исправных 164-х каналов), получены следующие результаты:

– величина допустимых отклонений с учетом методической погрешности увеличилась до $1,574^{\circ}\text{C}$, т.е. методическая составляющая погрешности для этих экспериментальных данных составляет менее 5% от допустимой величины;

– на уровне допустимых отклонений $1,574^{\circ}\text{C}$ признаны неисправными следующие каналы (результаты сведены в таблицу, где в графе "Примечания" указаны также вероятности завышений / занижений, полученные по экспериментальным данным):

Фрагмент протокола поверки
(список каналов, признанных неисправными)

№ п/п	№ канала	Величина отклонений (поправок ТФЛ), $^{\circ}\text{C}$	Примечания
1.	25	-2,71 (2,3)	№ ячейки СВРК 001. Вероятность 1,0
2.	68	4,92 (-5,3)	№ ячейки СВРК 044. Вероятность 1,0
3.	79	-2,80 (2,4)	№ ячейки СВРК 055. Вероятность 1,0
4.	106	-2,77 (2,3)	№ ячейки СВРК 082. Вероятность 1,0
5.	109	-3,02 (2,6)	№ ячейки СВРК 085. Вероятность 1,0
6.	117	1,63 (-2,0)	№ ячейки СВРК 093. Вероятность 0,82

– программными средствами "Методики ..." обнаружены все недостатки измерительных каналов, отмеченные в п. 4;

– для всех каналов СВРК получены математические ожидания величины отклонений их показаний от образцового (в нашем случае роль образцового канала выполняла математическая модель в виде текущего среднего). Эти отклонения хорошо согласуются с величиной поправок, используемых для корректировки показаний соответствующих измерительных каналов на блоке. Численные значения величин таких поправок получены нами от ТФЛ НВАЭС. Несколько данных по поправкам ТФЛ помещено в таблицу в столбце "Величина отклонений" в скобках непосредствен-

но за величиной отклонений, полученной по предлагаемой "Методике ...";

– анализ показал, что коэффициент парной корреляции между векторами значений отклонений и поправок ТФЛ равен 0,9995, что указывает на безусловную возможность замены предлагаемой "Методикой ..." используемых сейчас на НВАЭС способов калибровки каналов СВРК;

– значения температурных поправок, используемые на блоке, имеют систематическое смещение (они занижены) на $0,42^{\circ}\text{C}$. Это, по всей видимости, связано с методическими погрешностями получения таких поправок либо с погрешностью образцового манометра, используемого при калибровке термометрических каналов специалистами ТФЛ;

– величина поправок ТФЛ для термометрических каналов с высокой точностью (среднеквадратическое отклонение $\approx 0,03^{\circ}\text{C}$) согласуется с данными, полученными по предлагаемой "Методике ...";

– результаты обработки данных из разных матриц наблюдений совпадают между собой практически полностью, что указывает на устойчивость алгоритма контроля, заложенного в "Методике ...", даже для нестабильного температурного режима работы блока АЭС, какой был записан в матрицы наблюдений.

Опыт применения предлагаемой "Методики ..." на данных с 5-го блока НВАЭС показал, что она успешно может использоваться по назначению после адаптации программного обеспечения к реальному набору измерительных каналов. Ее применение позволит:

- проводить калибровку термометрических каналов при штатных режимах разогрева/расхолаживания, не прибегая к созданию специальных тестовых режимов;
- избежать появления систематических погрешностей, отказавшись от использования образцовых манометров, устанавливаемых на значительном расстоянии от точки установки штатных датчиков контроля температур;
- выполнять процедуру калибровки оперативно с малыми (практически нулевыми) затратами реакторного времени и трудозатратами персонала;
- автоматизировать и формализовать процесс принятия решений о работоспособности термометрических каналов, что обеспечит более высокое качество их калибровки;
- получать дополнительную информацию о техническом состоянии измерительных каналов, как то: на наличие выбросов, величину относительной дисперсии, вероятности выбега показаний за любые наперед заданные границы и т.д.;

- иметь графическое представление показаний контролируемых каналов по массиву данных, остаткам и пр.;
- обрабатывать в целях решения метрологических задач ретроспективные данные, записанные в соответствующие моменты времени работы блока.

В заключение следует отметить, что подобные

подходы могут быть использованы не только для контроля метрологических параметров каналов измерения температур, но и (при выполнении соответствующих условий) для каналов контроля других технологических параметров – давления, солесодержания, уровня и пр. Опыт разработки подобных алгоритмов в ФЭИ имеется.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Пиотровский Я.* Теория измерений для инженеров. – М.: Мир, 1989.

2. *Богданов Г.П. и др.* Метрологическое обеспечение и эксплуатация измерительной техники. – М.: Радио и связь, 1990.

3. *Чекунов В.В. и др.* Обоснование методов и алго-

ритмов диагностирования установки БРУС-150. – Отчет о НИР (промежуточный) ФЭИ, № ГР И-74, инв. №8255. – Обнинск, 1992, 58 с.

4. *Александров Ю.Б., Богомолов Ю.Б., Тихоненко В.Б.* А.С. СССР № 260326, МК G21 K I/06, 1987.

Статья поступила в редакцию 24 октября 2002 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 3, с. 26 – 29.

УДК 621.039

Опыт создания и использования диагностического обеспечения стендовых ЯЭУ

*Т. З. Арасланова, С. П. Витин, Ю. Т. Климов, М. Г. Михайлов, С. В. Окунцов, Г. А. Погребной,
М. П. Солоха, А. М. Чупалов,*

НИТИ, 188540, Сосновый Бор Ленинградской обл.

Представлен краткий обзор по опыту создания и использования диагностического обеспечения программно-технических и измерительно-вычислительных комплексов (ИВК) оперативного диагностирования экспериментальных стендовых ЯЭУ в НИТИ им. А. П. Александрова.

EXPERIENCE IN DEVELOPMENT AND APPLICATION OF DIAGNOSTIC SUPPORT TO EXPERIMENTAL REACTOR PLANTS. T.Z. ARASLANOVA, S.P. VITIN, YU.T. KLIMOV, M.G. MIKHAILOV, S.V. OKUNTSOV, G.A. POGREBNOY, M.P. SOLOKHA, A.M. CHUPALOV. The brief review on experience of making and usage of diagnostic support of program-technical and measuring-computing systems of operative diagnosing of experimental bench power reactor facilities in Alexandrov's Research Institute of Technology has stated.

Опыт эксплуатации технических систем показывает, что значительную часть от общего числа отказов составляют постепенные отказы, вызванные процессом старения и износа оборудования. По статистическим данным, интенсивность таких отказов в несколько раз превышает интенсивность внезапных отказов. Для реализации успешного обслуживания оборудования по техническому состоянию необходимо иметь сведения о фактическом техническом состоянии и скорости его изменения во времени. Поэтому для полной диагностики систем и оборудования ЯЭУ

необходимы как методы диагностирования по текущему состоянию, так и средства мониторинга за старением и износом оборудования. Актуальной является задача создания алгоритмов и программ диагностики оборудования ЯЭУ, а также создания базы данных ресурсных характеристик оборудования ЯЭУ, которая позволила бы отслеживать ретроспективу изменения характеристик и оценивать остаточный ресурс оборудования. На основе такой информации должны быть построены алгоритмы диагностирования и предсказания постепенных отказов.

1. База данных по ресурсным характеристикам стендовой ЯЭУ

Первым шагом в решении задачи мониторинга ресурса оборудования ЯЭУ является создаваемая в НИТИ система контроля и регистрации ресурсных характеристик стендовой ЯЭУ. Эта система содержит комплекс программ, обеспечивающих регистрацию необходимых параметров, вычисление ресурсных показателей, формирование базы данных, поиск затребованных характеристик и представление их в документированном виде.

В процессе накопления данных задействовано 1490 алгоритмов, необходимых для оценки ресурсных показателей оборудования установки; используется 125 аналоговых и 600 дискретных измеряемых параметров. Для повышения достоверности результата применяется избыточный состав входной информации. При этом реализуются вычисления неизмеряемых параметров как в режиме реального времени, так и в режиме пост-обработки. В настоящее время уже реализованы вычисления около 100 таких пара-

метров, среди которых тепловые мощности контуров и теплообменников, температуры насыщения по давлениям в контурах и запас до кипения, неизмеряемые расходы, рассогласования компенсирующих групп и т.д.

Сама база данных ресурсных характеристик работает по технологии "клиент-сервер". При этом серверная часть представлена набором таблиц в составе базы данных ИВК в среде СУБД "Oracle", а клиентская часть оформлена как приложение, созданное средствами СУБД "Access97", которое может размещаться на любых ПЭВМ в составе локальной вычислительной сети. База данных снабжена средствами защиты данных и разделения полномочий.

Первые результаты опытной эксплуатации данной системы контроля и регистрации ресурсных характеристик показали возможность учета наработки оборудования ЯЭУ в режиме реального времени по доступным измерительным каналам.

2. Комплексы диагностирования технологического оборудования и систем управления стендовых ПТУ

Наряду с разработкой системы контроля ресурсных характеристик создаются и отрабатываются не только алгоритмы диагностирования текущего состояния установки (идентификация текущего режима работы), но и алгоритмы диагностирования конкретного технологического оборудования. Тем самым охватывается пере-

чень задач диагностики по иерархии сверху вниз, начиная от идентификации режима работы парозенергетической установки (подготовка к пуску, разогрев, энергетический режим, расхолаживание и пр.) и далее до аномального состояния технологической системы и конкретного технического средства.

3. Система вибродиагностики

В 1999 г. разработана и сдана в опытную эксплуатацию система технического диагностирования роторных механизмов паротурбинной установки (ПТУ) стенда КВ-1 в качестве дополнительной информационной системы, которая осуществляет текущий вибрационный контроль состояния следующих элементов ПТУ и стенда: главной турбины, главного генератора, линии провала, турбогенераторов, насосов водяных и масляных. Диагностирование этих элементов ПТУ осуществляется по трем группам дефектов:

- динамический небаланс ротора;
- неисправности подшипников скольжения;
- неисправности подшипников качения.

Система вибродиагностирования ПТУ состоит из подсистемы сбора, обработки и хранения информации и подсистемы формирования и переда-

чи информации оперативному персоналу на пульт управления стенда.

По запросу оперативного персонала комплекса вибродиагностики система обеспечивает возможность работы в диалоговом (исследовательском) режиме, в котором пользователю представлены следующие возможности:

- установка параметров конфигурации измерительных каналов для регистрации, установка последовательности их опроса, частоты опроса, длительности реализации, коэффициентов усиления по каждому каналу;
- просмотр сигналов выбранного измерительного канала на мониторе в виде графиков;
- расчет и представление в графическом виде автоспектров по любому каналу, взаимных характеристик по любой паре каналов;

- сохранение измерительной информации в файлах для дальнейшей обработки;
- балансировочные измерения и расчеты.

Система вибродиагностирования ПТУ показала свою работоспособность и востребованность в режиме мониторинга состояния роторного оборудования и широкого спектра приложений при пусконаладочных и ремонтных работах.

В 2001г. начата разработка систем технического диагностирования пароэнергетических установок стендов КВ-1 и КВ-2 и мобильного диагностического комплекса. В семидесятых - восьмидесятых

4. Диагностика систем управления ЯЭУ

Одним из основных требований, которые предъявляются к системам автоматического контроля и управления (СКУ), является их способность выполнять предписанные функции в течение длительного времени с заданными показателями качества. Поэтому на первый план выдвигается проблема повышения надежности функционирования СКУ и своевременного выявления неисправностей в их работе. Одно из направлений решения указанной проблемы основано на создании комплекса контроля управления.

Принцип реализации указанного комплекса базируется на методе сравнительного анализа реперных и реальных выходных сигналов, генерируемых, соответственно, реперной (или диагностирующей) и реальной (или диагностируемой) СКУ. При этом предполагается, что на вход реперной и реальной систем подаются одни и те же входные сигналы. Реперной СКУ служит математическая модель, адекватная реальной СКУ. Техническое состояние диагностируемой системы может быть оценено по степени совпадения реперных и реальных выходных сигналов. Диагностирующая математическая модель функционирует на ЭВМ и обменивается информацией с объек-

5. Отработка и тестирование алгоритмов диагностирования

При отработке алгоритмов диагностирования нежелательна или даже невозможна реализация аварий и аварийных ситуаций на реальном оборудовании стендовых установок, но нельзя и оснащать ЯЭУ системами диагностирования с непроверенными алгоритмами. Развитие в НИТИ современных информационных технологий, в частности, моделирования процессов в ЯЭУ, позволило создать расчетно-моделирующие комплексы (РМК), которые дают возможность имитировать работу объекта диагностирования с необходимой детализацией.

годах в НИТИ разработан переносной комплекс "МИНИ-Анис". Сейчас требуется сделать следующий шаг – создать мобильный диагностический комплекс, обеспечивающий не только снятие и архивирование измерительной информации с систем и элементов оборудования ЯЭУ, но и формирование архива ретроспективных диагностических и прогнозных рекомендаций, вырабатываемых по мере накопления и обработки информации по конкретным элементам или системам.

том управления в "пассивном" режиме, то есть только получает информацию от объекта управления. Сравнение результатов работы модели СКУ и реальной СКУ обеспечивается комплексом алгоритмов – арбитром, который в случае несоответствия сигналов формирует информационно-диагностические сообщения, выдаваемые на специально разработанные видеокадры.

Для обеспечения адекватности моделирования разработка математической модели СКУ велась с использованием созданной в институте технологии ТЕРМИТ и с учетом принципов целевого назначения, рациональной формализации моделируемого процесса, моделирования системы сверху вниз, "экономичности" математического аппарата, модульного построения алгоритма модели.

В настоящее время созданная модель реальной СКУ обрабатывает около 250-ти аналоговых, 3700 дискретных сигналов, моделирует работу 380-ти реле, 85-ти клапанов и задвижек и около 25-ти механизмов, компенсирующих решеток и стержней АЗ. Использование при разработке модели СКУ технологии ТЕРМИТ допускает оперативное внесение изменений и дополнений в модель СКУ, существенно повышает качество программирования.

На сегодня НИТИ имеет опыт по обеспечению отладки на РМК систем диагностирования ЯЭУ. Например, такая методика использована при отладке и тестировании алгоритмов диагностирования СКУ ЯЭУ стенда КВ-1, о котором сказано выше.

На пути к разработке этой методики имелись примеры более раннего использования математических моделей и РМК для отработки алгоритмов диагностирования. В 1994 году в Институте проблем управления РАН отработывалась система поддержки оператора ЯЭУ на разработанной в НИТИ математической модели перспективного

проекта. В 1993 г. специалистами ОКБМ на разработанном в НИТИ моделирующем комплексе для ЯЭУ четвертого поколения проводилась проверка алгоритмов системы диагностирования. На моделирующем комплексе ЯЭУ перспективного проекта, по заказу СПМБМ "Малахит", отрабатываются алгоритмы диагностирования ПТУ, разработанные специалистами Калужского турбинного завода. Эти алгоритмы программно реализованы в НИТИ с использованием технологии ТЕРМИТ.

Имеющийся в НИТИ опыт создания систем автоматизации моделирования, программно-технических и ИВК для автоматизации испытаний и исследований стендовых ЯЭУ позволяет проводить сложные испытательные режимы, сопровождая их необходимой оперативному персоналу дополнительной информацией – вычисляемыми параметрами и прогнозными расчетами, повышающими безопасность и надежность испытательного процесса. Этот опыт логично приводит к целесо-

образности создания и отработки алгоритмов диагностирования паропроизводительных установок с применением существующих в НИТИ технологий.

Применяемая в НИТИ сквозная технология разработки систем технического диагностирования стендовых ЯЭУ охватывает четыре этапа:

1. Проектирование системы (включая информационную модель) при помощи технологии автоматического моделирования ТЕРМИТ.
2. Отладка системы на РМК.
3. Отладка системы в режиме off-line по экспериментальной информации, хранящейся в архиве.
4. Постановка системы технического диагностирования в состав ИВК "АНИС".

В настоящее время в институте накоплен достаточный технический и методологический потенциал, который позволяет успешно решать актуальные задачи технического диагностирования стендовых и серийных ЯЭУ.

Статья поступила в редакцию 14 июля 2002 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 3, с. 29 – 32.

УДК 681.12 + 621.039.534.6

Диагностика кондукционных магнитных расходомеров частотным методом

С.А. Морозов, С.Н. Ковтун, Ю.Л. Петрова, П.С. Шутов, С.С. Шутов,
ГНЦ РФ ФЭИ, 249033, Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1

Рассматривается частотный метод диагностики кондукционных магнитных расходомеров (КМР) жидкометаллического теплоносителя. Дается теоретическое обоснование метода. Представлены результаты применения метода на установке БР-10.

DIAGNOSTICS OF MAGNETIC FLOWMETER BY FREQUENCY METHOD. S.A. MOROZOV, S.N. KOVTUN, J.L. PETROVA, P.S. SHUTOV, S.S. SHUTOV. The frequency method of diagnostics of magnetic flowmeter is considered. Theoretical basis of the method is given. The results of using the method are presented.

Основным технологическим средством измерения расхода жидкометаллического теплоносителя ядерных энергетических установок являются КМР, принцип работы которых основан на измерении ЭДС, индуцируемой в потоке электропроводной жидкости, которая при своем движении пересекает магнитное поле. В соответствии с законом электромагнитной индукции ток, возникающий в жидкости, перпендикулярен как направлению движения жидкости, так и направлению магнитного поля. Индуцируемая ЭДС пропорциональна скорости пересечения проводником

магнитного поля, т.е. в данном случае скорости движения теплоносителя. Посредством измерения индуцируемой ЭДС можно определять скорость жидкости как в открытых руслах, так и в трубопроводах.

Конструктивно КМР представляет собой участок трубопровода, помещенный в постоянное магнитное поле. В диаметральной плоскости трубопровода, перпендикулярной направлению магнитного поля, закреплены (при помощи обычной сварки) токосъемные (сигнальные) электроды (рис. 1). Напряжение, снимаемое с датчиков, ли-

нейно связано со средней скоростью жидкометаллического теплоносителя и выражается формулой: $E = KBW_{cp}d$, где E – напряжение; B – величина магнитной индукции поля; W_{cp} – средняя скорость потока; d – внутренний диаметр трубопровода.

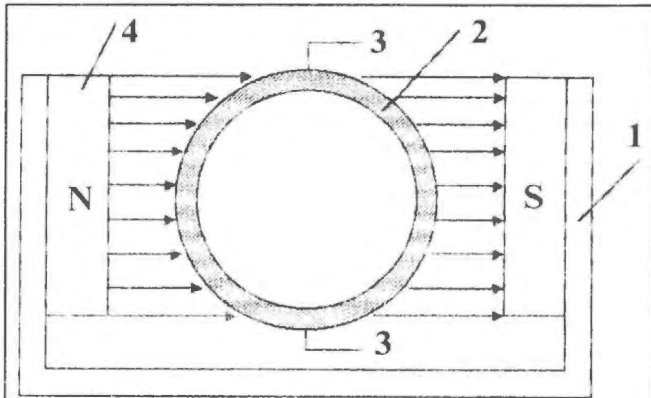


Рис. 1. Упрощенная схема кондукционного магнитного расходомера: 1 – магнитная система, 2 – трубопровод, 3 – сигнальные электроды, 4 – постоянные магниты

Коэффициент K учитывает конструкционные характеристики датчика, электрические свойства трубопровода и теплоносителя. Обычно он представляется в виде: $K = f(Q_{тр}, Q_{ж}, d, D)$, где $Q_{тр}$ и $Q_{ж}$ – электропроводности трубопровода и жидкости, соответственно; D – внешний диаметр трубопровода. В нашем случае

$$K = \frac{2d/D}{1+(d/D)^2} + \frac{Q_{ж}}{Q_{тр}}(1-(d/D)^2).$$

Таким образом, КМР можно рассматривать как источник электрического напряжения, величина которого при постоянной индукции B пропорциональна средней скорости потока и зависит от электропроводности жидкости в трубопроводе.

Основным требованием, предъявляемым к магнитным расходомерам, является линейная зависимость выходного сигнала (индуцированного разностью потенциалов) от средней скорости или объемного расхода жидкости. Линейная характеристика дает магнитным расходомерам весьма значительные преимущества перед большинством других измерительных устройств, так как она позволяет определить направление потока и, кроме

1. Постановка задачи

Теплоноситель, протекающий по трубопроводу, сильно турбулизирован. Это означает, что средняя скорость теплоносителя будет флуктуировать, а следовательно, и показания датчиков. Необходимо получить статическую характеристику преобразования датчика путем

того, усредненный сигнал расходомеров в пульсирующем течении непосредственно соответствует среднему расходу. Так как принцип измерений основан на немеханических явлениях, то не возникает погрешностей, связанных с напором ускорения, которые свойственны большинству обычных расходомеров в случае их применения для измерений в неустановившихся течениях.

Магнитные расходомеры обеспечивают беспрепятственное течение жидкости по каналу, и фактически любой трубопровод может быть превращен в расходомер путем установки внешних электродов и соответствующей магнитной системы, если стенки трубопровода являются хорошими проводниками.

Магнитные расходомеры не имеют дренажных и других отверстий, в которых могло бы накопиться твердое вещество, что привело бы к дополнительным трудностям, связанным с очисткой. Это особенно важно в контурах с жидким натрием, где в некоторых местах периодически может происходить затвердевание жидкого металла. В связи с отсутствием движущихся или конструктивно сложных узлов расходомеры не требуют постоянного ухода, что существенно в системах с наличием ионизирующего излучения.

Наряду со всеми выше изложенными преимуществами магнитные расходомеры имеют ряд существенных недостатков, обусловленных, главным образом, трудностями определения градуировочных характеристик и обеспечения периодической поверки по месту эксплуатации.

Стендовая градуировка КМР не решает проблему, так как при перевозке и хранении датчиков могут произойти изменения магнитной индукции, что в сочетании с неидентичностью профилей скорости потока на стенде и рабочем месте приведет к большому разбросу в показаниях одинаковых КМР. Кроме того, не менее важна и периодическая поверка расходомеров на рабочем месте для учета изменений в чувствительности датчика, которые происходят в результате ухудшений свойств магнита под влиянием высоких температур и в результате появления окислов и примесей на стенках трубопровода.

измерения средней частоты спектра флуктуации сигнала КМР.

Теоретический и практический аспекты этого метода обсуждены в работах японских специалистов. В них показано, в частности, что между средней частотой флуктуации сигнала магнитного

расходомера и средней скоростью потока должна быть связь, близкая к линейной (при этом средняя частота флуктуации сигнала магнитного расходомера не зависит от чувствительности датчика).

Длина смещения в турбулентном потоке вычисляется по формуле

$$l = \frac{\sqrt{(w')^2}}{dw/dy}, \quad (1)$$

где w' – флуктуации скорости потока; w – усредненная по времени скорость потока; y – расстояние от внутренней стенки трубопровода.

Градиент скорости вдоль радиуса трубы вызывает флуктуации скорости и смешивание между соседними слоями теплоносителя. Предполагается, что неоднородности потока двигаются со скоростью U' в интервале l . Тогда частота f неоднородностей может быть определена из выражения

$$f = \frac{\sqrt{(w')^2}}{l} = \frac{dw}{dy}. \quad (2)$$

Частота флуктуации сигналов определяется через распределение скорости потока, которое дается в виде

$$w/\sqrt{\tau_w/\rho} = 4,25 + w_{cp}/\sqrt{\tau_w/\rho} - 7,21(1 - y/r_0^2)^2, \quad (3)$$

где w_{cp} – средняя скорость потока; τ_w – касательное напряжение; ρ – плотность теплоносителя; r_0 – внутренний радиус цилиндра трубы.

Касательное напряжение для гладкой цилиндрической трубы в случае $Re > 10^5$ определяется как

$$\tau_w = \lambda \rho w_{cp}^2 / 8, \quad (4)$$

где λ – коэффициент трения.

Подставив (3) в (2) и используя соотношение (4), можно получить выражение для частоты неоднородности потока

$$f = \frac{14,4}{r_0^2} \sqrt{\frac{\tau_w}{\rho}} \left(1 - \frac{y}{r_0}\right) = \frac{14,4}{r_0^2} \sqrt{\frac{\lambda}{8}} r w_{cp}, \quad (5)$$

где $r = r_0 - y$.

Из уравнения (5) видно, что частота флуктуаций минимальна в центре цилиндрической трубы и возрастает по мере увеличения r .

Средняя частота флуктуаций связана со средней по сечению трубопровода скоростью потока следующим соотношением:

$$f_{cp} = \frac{\int_0^{\infty} f \sqrt{(w')^2} df}{\int_0^{\infty} \sqrt{(w')^2} df} = \frac{14,4}{r_0^2} \sqrt{\frac{\lambda}{8}} \frac{\int_0^{r_1} l r^2 dr}{\int_0^{r_1} l r dr} w_{cp}, \quad (6)$$

где r_1 – радиус сечения трубы, в котором поток теплоносителя турбулизирован. Из выражения (6) видно, что f_{cp} пропорциональна w_{cp} .

Средняя частота спектра флуктуаций сигнала датчика определяется выражением

$$f_{cp} = \int_{f_1}^{f_2} f S(f) df / \int_{f_1}^{f_2} S(f) df, \quad (7)$$

где f_1 и f_2 – некоторые граничные частоты, $S(f)$ – спектральная плотность мощности (СПМ) флуктуаций сигнала датчика.

Из выражения (7) следует, что величина f_{cp} зависит только от формы спектра $S(f)$, а все абсолютные величины, определяемые, например, чувствительностью схемы измерения и чувствительностью датчика, взаимно компенсируются, поскольку входят в подинтегральные выражения в числителе и знаменателе. Это означает, что соотношение между f_{cp} и расходом теплоносителя G должно быть близким к линейному:

$$f_{cp} = K(f_{cp}) G. \quad (8)$$

Коэффициент $K(f_{cp})$ [Гц/(м³/с)] не зависит от состояния магнита и трубопровода и является диагностическим признаком.

Коэффициент $K(E)$ [мВ/(м³/с)] находится из соотношения

$$E = K(E) G \quad (9)$$

и зависит от состояния магнита и трубопровода.

Таким образом, процедура диагностирования состояния КМР заключается в следующем.

В начальный момент времени после установки КМР на трубопровод его чувствительность считается равной паспортной. Соотношение между расходом теплоносителя и ЭДС датчика определяется соотношением (9) со значением коэффициента $K(E) = K_{нач}(E)$. Производится измерение средней частоты флуктуаций сигнала и определяется ее зависимость от расхода теплоносителя. Величина расхода теплоносителя находится по формуле

$$G = E / K_{нач}(E). \quad (10)$$

Полученная экспериментальная зависимость принимается как эталон, по которой в дальнейшем будет определяться истинный расход теплоносителя:

$$G_{ист} = f_{cp} / K(f_{cp}). \quad (11)$$

Измеренному таким способом в процессе эксплуатации установки расходу $G_{ист}$ будет соответствовать возможно новое значение ЭДС из-за ожидаемого изменения коэффициента $K(E)$ (или изменение чувствительности КМР). Величину $K(E)$ можно найти в любой момент времени, используя f_{cp} и текущую ЭДС (E) по следующей формуле:

$$K(E) = EK(f_{cp}) / f_{cp}. \quad (12)$$

Это дает возможность диагностировать состояние КМР в любой момент времени.

2. Экспериментальная проверка частотного метода на энергетическом реакторе БР-10

Экспериментальная проверка частотного метода производилась на энергетическом реакторе БР-10, первый контур которого состоит из двух петель (рис. 2). Нагретый теплоноситель, пройдя через активную зону, попадает в теплообменники, за которыми находятся электромагнитные насосы первого контура.



Рис. 2. Схема первого контура реактора БР-10

Для испытаний выбраны два КМР, установленные на трубопроводах ($D_y 100$) двух петель первого контура реакторной установки. Перед КМР первой петли трубопровод имеет байпасное ответвление. Непосредственно за расходомером находится обратный клапан, вызывающий гидродинамическое возмущение потока. Кондукционный магнитный расходомер второй петли распо-

ложен в более благоприятных условиях для проведения экспериментов, так как за ним нет возмущающих преград. Кроме того, он установлен за гибом трубопровода на расстоянии 6–7 калибров, что достаточно для установления равномерного течения теплоносителя.

Проведение эксперимента заключалось в следующем. Сигналы обоих расходомеров после усиления и фильтрации записывались на многоканальный магнитофон типа 7005 (производство фирмы "Брюль и Кьер"). Проведена запись сигналов с расходомеров при восьми различных уровнях расхода теплоносителя, а также запись фонового сигнала (табл. 1).

Таблица 1. Значения ЭДС при различных уровнях расхода

E_1 , мВ	G_1 , м ³ /ч	E_2 , мВ	G_2 , м ³ /ч
2,6	11,0	2,4	11,1
5,3	22,1	5,1	23,2
7,5	31,4	7,5	34,1
10,0	42,0	10,3	46,8
15,0	63,0	15,1	63,1
16,9	71,0	17,6	79,9
20,3	85,2	20,0	90,8
23,9	100,4	22,2	100,8

Затем по записанным на магнитофон временным реализациям вычислялись СПМ, что осуществлялось при помощи двухканального частотного анализатора 2034 (производство фирмы "Брюль и Кьер"). Вычисленные спектры в цифровом виде записывались на жесткий диск ПЭВМ.

3. Результаты обработки экспериментальных данных

На рис. 3 изображены СПМ сигналов КМР, установленного на первой петле, при различных величинах расхода теплоносителя. Обнаружено, что величины дисперсий флуктуаций существенно зависят от места установки расходомеров. Большая дисперсия флуктуаций сигналов КМР наблюдалась у датчика, установленного на петле 1. Также установлено, что среднеквадратическая величина флуктуаций сигналов примерно пропорциональна расходу теплоносителя.

На рис. 4 и 5 представлены результаты оценки зависимости средней частоты спектра флуктуаций от величины расхода теплоносителя, а в табл. 2 приведены оценки параметров линейной модели $f_{cp} = aG + b$, найденные методом наименьших квадратов.

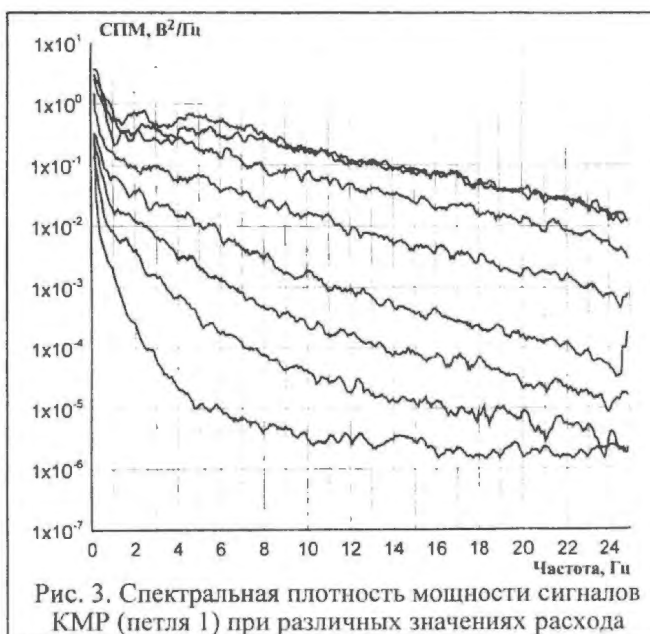


Рис. 3. Спектральная плотность мощности сигналов КМР (петля 1) при различных значениях расхода

Таблица 2. Оценки параметров линейной модели

Параметры модели	Расходомеры	
	петля 1	петля 2
$a, 1/(м^3/ч)$	$0,049 \pm 0,003$	$0,046 \pm 0,003$
$b, Гц$	$-0,291 \pm 0,165$	$-0,88 \pm 0,166$

Известно, что в качестве параметра, характеризующего СПМ стационарного случайного процесса, в теории случайных процессов используется не средняя частота, определяемая выражением (2), а среднеквадратическая частота (частота Райса)

$$f_R = \left[\frac{\int_{f_1}^{f_2} f^2 S(f) df}{\int_{f_1}^{f_2} S(f) df} \right]^{1/2} \quad (13)$$

Представляло интерес рассмотреть зависимость частоты Райса от величины расхода натрия. С этой целью для каждого спектра вычислялась частота Райса. Полученные зависимости представлены на рис. 6 и 7. Видно, что частота Райса, как и средняя частота, практически линейно связана с расходом (табл. 3).



Таблица 3. Оценки параметров линейной зависимости $f_R = aG + b$

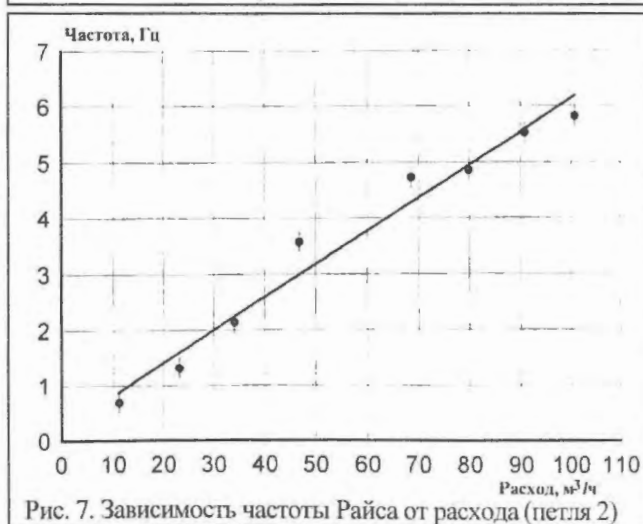
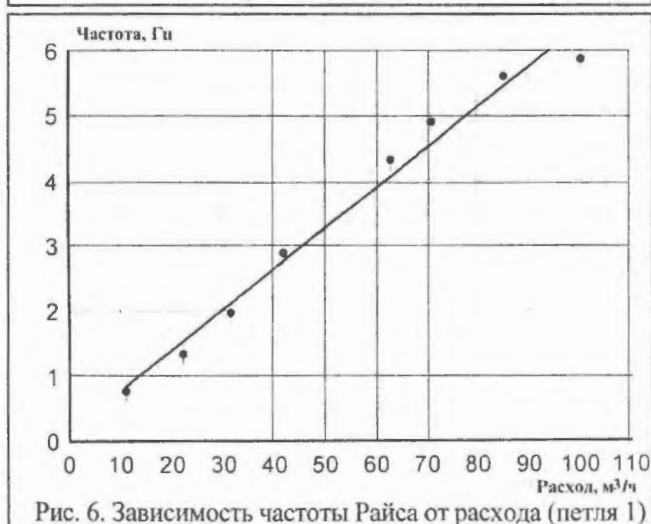
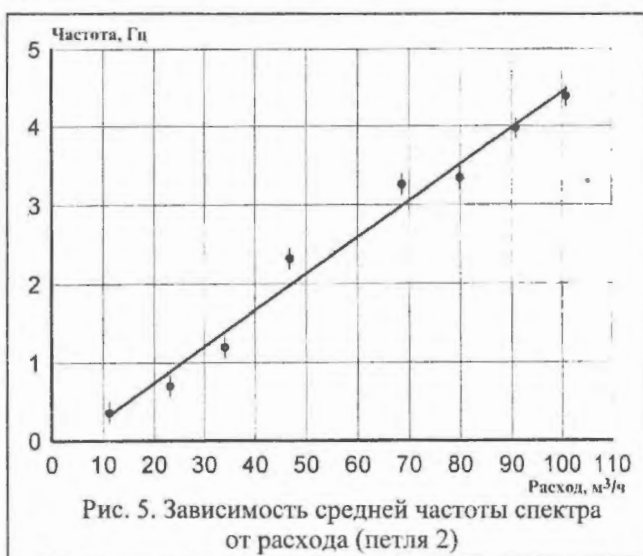
Параметры модели	Расходомеры	
	петля 1	петля 2
$a, 1/(м^3/ч)$	$0,062 \pm 0,004$	$0,059 \pm 0,004$
$b, Гц$	$0,161 \pm 0,220$	$0,219 \pm 0,274$

Как показывают результаты эксперимента, в качестве параметра, характеризующего состояние расходомера, с одинаковым качеством может использоваться как средняя частота флуктуаций его сигнала, так и частота Райса.

Данный эксперимент позволяет определить чувствительность расходомера из следующего соотношения:

$$E = K(\text{эдс})G = K(\text{эдс})f_{\text{cp}}/K(f_{\text{cp}}), \quad (14)$$

где E – измеряемая в данный момент ЭДС; f_{cp} – средняя частота флуктуаций сигнала в этот же момент времени; $K(f_{\text{cp}})$ – коэффициент, вычисленный в начале кампании (коэффициент a в линейных моделях); $K(\text{эдс})$ – чувствительность расходомера. Чувствительность КМР на январь 1998 г. составила $0,23 \text{ мВ}/(\text{м}^3/\text{ч})$ по средней частоте спектра и $0,22$ по частоте Райса.



Заклучение

1. Проведены экспериментальные исследования в обоснование частотного метода диагностирования состояния КМР на реакторной установке с натриевым теплоносителем БР-10.

2. Получены спектральные характеристики сигналов расходомеров первой и второй петель первого контура в диапазоне изменения расхода натрия от 0 до 110 м³/ч.

3. Показано, что средние и среднеквадратичские частоты, найденные по спектральным характеристикам сигналов расходомеров, линейно зависят от расхода и могут быть описаны зависимостью вида $f = aG + b$, где G – расход теплоносителя.

4. Обоснована возможность применения частотного метода для диагностирования состояния магнитных расходомеров без их демонтажа.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ковтун С.Н., Морозов С.А., Лазаревская И.Е., Таранин В.Д. Спектральные методы измерения расхода жидкометаллического теплоносителя: Препринт ФЭИ, 1988.
2. Кремлёвский П.П. Расходомеры. - М.: Машгиз, 1964.

3. Шерклиф Дж. Теория электромагнитного измерения расхода. - М.: Мир, 1965.
4. Боланд Дж. Приборы контроля ядерных реакторов. - М.: Атомиздат, 1973.

Статья поступила в редакцию 24 октября 2002 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 3, с. 32 – 37.

УДК 621.039.5

Программно-технический комплекс системы виброшумовой диагностики РУ ВВЭР

Г.В. Аркадов, В.П. Матвеев, О.В. Овчаров, А.Н. Калинин, Б.М. Финкель, ВНИИАЭС,
А.И. Усанов, ЦНКиД "Дианпром", 109507, Москва, Ферганская ул., 25,
В.И. Павелко, РИЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Представлен программно-технический комплекс (ПТК) системы виброшумовой диагностики (СВШД) реакторной установки (РУ) типа ВВЭР. Приведены состав, краткие технические характеристики комплекса технических средств и прикладного программного обеспечения.

SOFT-HARDWARE COMPLEX OF THE NOISE-VIBRATION DIAGNOSTIC SYSTEM OF A REACTOR UNIT TYPE WWER. G.V. ARCADOV, V.P. MATVEEV, O.V. OVCHAROV, A.N. KALININ, B.M. FINKEL, A.I. USANOV, V.I. PAVELKO. The soft-hardware complex of the noise and vibration diagnostic system of a reactor unit type WWER is presented. The structure and the concise characteristics of the complex of the hardware and applied software are listed.

СВШД предназначена для выявления аномальных вибрационных состояний оборудования РУ, вызванных изменением условий закрепления оборудования, изменением его жесткостных характеристик или возрастанием гидродинамических нагрузок со стороны потока теплоносителя (ТН).

Объектом диагностирования является главный циркуляционный контур (ГЦК) РУ типа ВВЭР, включая реактор с внутрикорпусными устройствами (ВКУ), главные циркуляционные трубопроводы, главные циркуляционные насосы (ГЦН), парогенераторы (ПГ), опоры и элементы

крепления компонентов первого контура.

Мониторинг за вибрационными характеристиками сложных конструкций способен выявить на ранней стадии появление механических дефектов или аномальное изменение условий закрепления элементов конструкций. Так как вибрационные характеристики (например, резонансные частоты, моды колебаний) связаны с такими параметрами конструкции, как матрицы жесткости, инерции, то появляется возможность диагностирования с выходом на причину той или иной аномалии.

Среди спектральных особенностей сигналов датчиков виброперемещений и пульсаций давления, используемых в системе, можно выделить 4 класса резонансов [1, 2]:

– собственные частоты вибраций элементов конструкции;

– резонансы акустических стоячих волн (АСВ) давления ТН;

– резонансные частоты возбуждающих сил (например, частоты вращения ГЦН);

– нелинейные резонансные явления (например, гармоники и субгармоники частоты вращения ГЦН или комбинационные частоты).

Каждая из этих характеристик служит диагностическим признаком в СВШД. Предметом наблюдений являются резонансы спектральных характеристик (местоположение на оси частот, амплитуда и добротность, дисперсии в заданных полосах частот, времена запаздывания одного случайного процесса по отношению к другому и т.д.).

Статистическая неизменность виброшумовых образов в течение кампании является признаком того, что ресурс оборудования еще не выработан. Изменение вибрации компонентов РУ – самый чувствительный индикатор для выявления таких изменений механического состояния оборудования, как:

- избыточная деформация трубчатых упругих элементов шахты с ослаблением ее прижатия со стороны крышки реактора;

- превышение проектных зазоров по разделителю потока;

- аномальные вибрации тепловыделяющих сборок (ТВС) из-за их кривизны, а также смещения дистанционирующих решеток;

- износ контактных поверхностей виброгасителей в верхнем и нижнем узлах крепления шахты;

- всплытие ТВС;

- аномальные изменения жесткостных характеристик опор ПГ, ГЦН, опорного бурта корпуса реактора, приводящие к недопустимым амплитудам и типам колебаний перечисленных элементов ГЦК;

- непроектные температурные перемещения ПГ, ГЦН и трубопроводов.

Созданный ПТК СВШД позволяет выявлять изменения вибрации на ранней стадии и прогнозировать их динамику. Одновременно с контролем изменения механического состояния оборудования в ПТК СВШД решается задача контроля температурных перемещений основного оборудования ГЦК в динамических режимах (разогрев/расхолаживание). Эта функция СВШД обеспечивается датчиками относительного перемещения, которые способны измерять как вибрационные микроперемещения оборудования в стационарных режимах, так и перемещения различных элементов ГЦК в пределах до 10 см при изменении температуры ТН.

1. Краткое описание технических средств СВШД

СВШД представляет собой автоматизированную локальную информационно-измерительную систему, состоящую из измерительных каналов и программно-технических средств. В основу построения ПТК СВШД положено использование новейших средств измерительной и вычислительной техники: преобразователей различных типов и программируемых контроллеров в каналах измерения и цифровой обработки информации и промышленных компьютеров для управления измерениями, обработки и анализа информации. СВШД имеет целый ряд существенных особенностей по сравнению с другими системами диагностики. Это в первую очередь относится к шумовым компонентам сигналов датчиков различной физической природы. Например, размах флуктуаций шумов внутризонных нейтронных датчиков составляет величину $10^{-9} - 10^{-12}$ А и находится на уровне собственных шумов аппаратуры, что требует качественной аналоговой обработки: использования прецизионных измерительных усилителей и высокодобротных фильтров, гальвани-

ческого разделения входных и выходных сигналов, применения 16-разрядных АЦП для синхронной оцифровки всего частотного диапазона. Кроме того, объем вычислений и сложность извлечения из регистрируемых сигналов диагностических признаков очень высоки, что требует реализации сложных алгоритмов. Основные технические характеристики СВШД приведены в табл. 1.

Таблица 1. Основные технические характеристики ПТК СВШД

Частотные диапазоны, Гц	(0,1 – 200) и (0,1 – 42)
Режим работы	периодический
Кол-во входных сигналов	до 80
Макс. длина временной реализации	до 65 тысяч отсчетов
Макс. время измерения	11 мин
Результат анализа	частные и обобщенные диагнозы вибросостояния оборудования РУ; тренды диагностических признаков

Вибрация компонентов РУ измеряется прямыми и косвенными методами. При прямых методах используются датчики, непосредственно преобразующие вибрацию поверхности оборудования в электрический сигнал. При косвенных методах регистрируются физические характеристики РУ, на изменение которых влияет вибрация. В состав технических средств СВШД входят аналоговые измерительные каналы следующих типов датчиков:

- датчики механических перемещений - датчики абсолютных (ДАП) и относительных перемещений (ДОП);
- датчики внезонного нейтронного потока - ионизационные камеры (ИК);
- датчики внутризонного нейтронного потока - датчики прямого заряда (ДПЗ);
- датчики пульсаций давления (ДПД) ТН ГЦК.

Все измерительные каналы (кроме штатных каналов ДПЗ и ИК) состоят из датчиков, линий передачи сигналов и входных блоков (усилителей). В отличие от остальных измерительных каналов каналы ДПЗ и ИК не имеют собственных датчиков в составе СВШД, а используют (ДПЗ) нормализованные аналоговые выходы ПТК внут-

риреакторной шумовой диагностики (ВРШД) из состава аппаратуры системы внутриреакторного контроля, а каналы ИК используют нормализованные аналоговые выходы аппаратуры АК-ВКУ (АКНП).

Пример размещения ДАП, ДОП, ИК и ДПД на РУ ВВЭР-1000 представлен на рис. 1. Четыре ДАП устанавливаются на фланце крышки реактора на максимальном удалении от центра крышки. ДОП устанавливаются парами в горизонтальной плоскости под углом 90° друг к другу в следующих местах:

- на каждом ПГ в нижней части со стороны "холодного" коллектора - 4 x 2 датчика;
- на улитках ГЦН - 4 x 2 датчика;
- на U-образном гйбе трубопровода каждой петли - 4 x 2 датчика.

ДПД устанавливаются на импульсных линиях:

- между корпусом реактора и ГЦН на холодной нитке - 4 датчика;
- между корпусом реактора и ПГ на горячей нитке - 4 датчика;
- между ПГ и ГЦН на U-образном трубопроводе - 4 датчика.

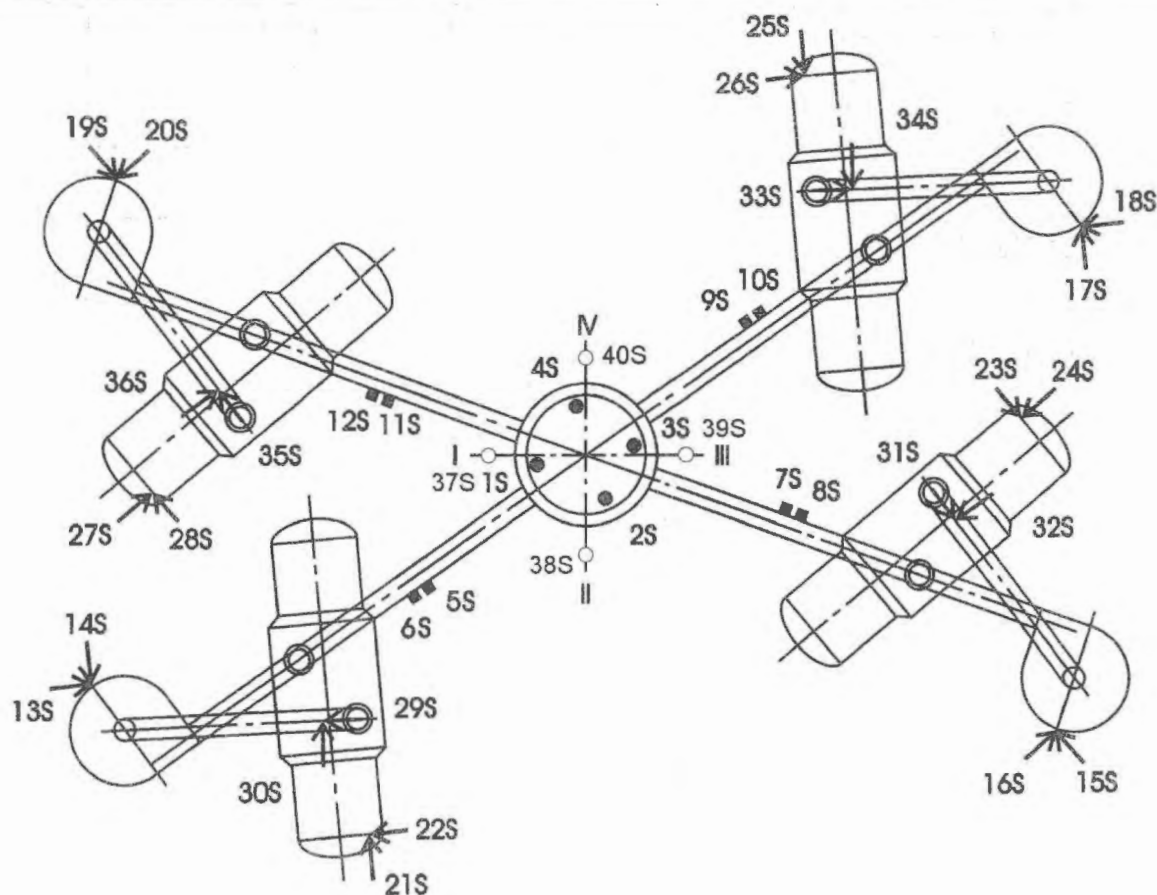


Рис. 1. Пример размещения ДАП, ДОП, ИК и ДПД на РУ ВВЭР-1000:

- ДАП - с 1s по 4s; ■ ДПД - с 5s по 12s;
- ▴ ДОП - с 13s по 36s; ○ ИК - с 37s по 40s

Состав технических средств ПТК СВШД представлен в табл. 2, а блок-схема ПТК СВШД – на рис. 2.

ПТК обеспечивает сбор, регистрацию и обработку сигналов упомянутых выше датчиков. Предварительная обработка сигналов датчиков состоит из:

- выделения шумовой составляющей сигналов ДПЗ, ИК;
- выделения постоянной составляющей сигналов ДОП;
- фильтрации переменной составляющей сигналов ДАП, ДОП, ДПД, ДПЗ, ИК в диапазонах 0,1 – 40, 0,1 – 200 Гц.

Сигналы датчиков виброперемещений и пульсаций давления поступают в блоки предварительной обработки (электронный блок, блок УНЧ), где происходят их демодуляция и преобразование в сигнал напряжения с амплитудой максимум ± 5 В, пропорциональный механическим вибрациям оборудования.

Токовые сигналы штатных ИК от аппаратуры АК-ВКУ из состава АКНП и сигналы ДПЗ поступают на блоки приема сигналов ИК и ДПЗ, где осуществляются выделение переменной составляющей из полного сигнала, фильтрация, усиление и преобразование в сигнал напряжения с амплитудой максимум ± 5 В.

Прошедшие предварительную подготовку сигналы измерительных каналов поступают на вход сигнального процессора на базе промышленного компьютера, который обеспечивает их фильтрацию в диапазонах 0,1 – 200 Гц, 0,1 – 42 Гц, одновременную регистрацию до 80 сигналов датчиков, оцифровку и хранение в базе данных временных реализаций. Из сигнального процессора данные передаются по локальной сети в ГВУ системы на базе промышленного компьютера Compact PC1, где осуществляются обработка временных реализаций, заполнение базы данных диагностических признаков и выдача диагностической информации пользователю.

Таблица 2. Состав технических средств ПТК СВШД

Вид оборудования	Тип, шифр	Кол.
Измеритель абсолютных перемещений	ДАП-08	4
ДАП	ДАП-08П	4
Электронный блок	ЭБ-08	1
Измеритель перемещений 16-канальный программируемый	16ИП	2
ДОП	ДОП-08П	24
Усилитель несущей частоты (УНЧ)	16ИП-01	4
Блок калибровки ДОП	БК	1
ДПД	ДПД-814	12
Блок приема сигналов ДПЗ, ИК	БПС	2
Сигнальный процессор	СП-80	1
Главное вычислительное устройство (ГВУ)		1

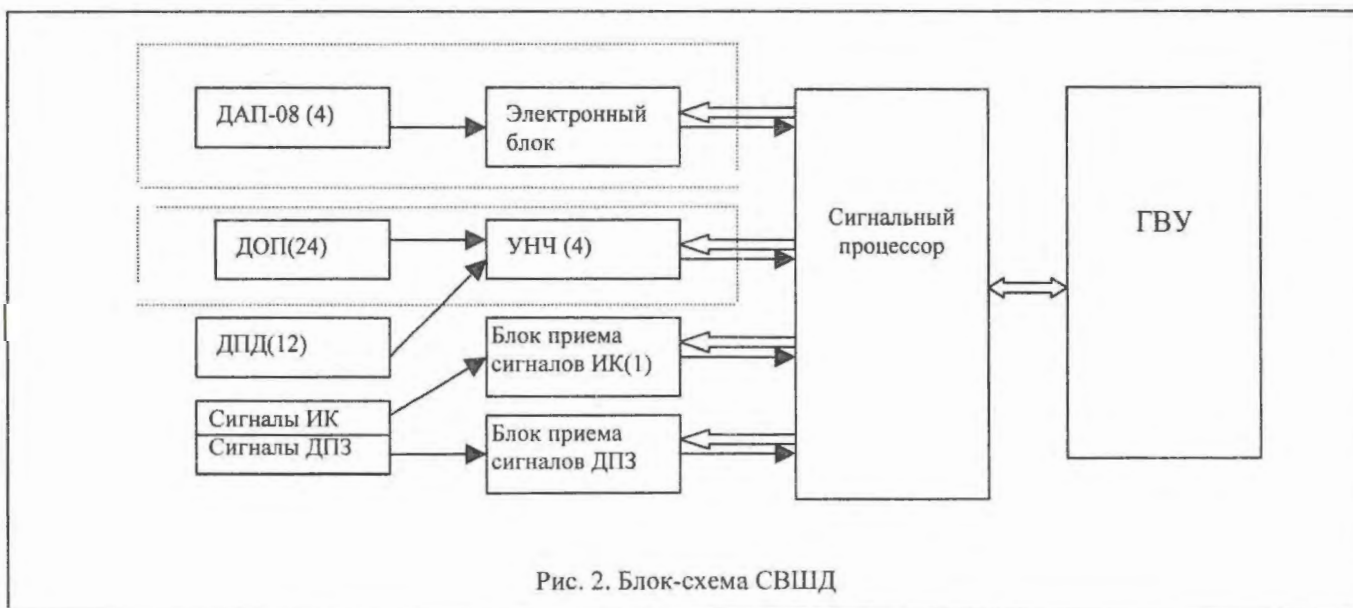


Рис. 2. Блок-схема СВШД

2. Технические характеристики составных частей СВЩД

2.1. Измеритель абсолютных перемещений

ДАП регистрирует вибрацию оборудования в вертикальном направлении, преобразуя механическую вибрацию в электрический сигнал по индуктивному принципу (полезный сигнал модулируется на несущую частоту). Выходной сигнал датчика формируется индуктивным полумостом, встроенным в датчик и подключенным к УНЧ, расположенному в электронном блоке ДАП-08ЭБ.

Основными его особенностями являются:

- возможность измерять низкие частоты вибраций;
- возможность большого удаления от усилителя;
- дистанционные самодиагностика и калибровка.

Силовая часть электронного блока выдает постоянное напряжение питания магнитного поля подвески инерционной массы датчика ДАП-08П и осуществляет автоматическую калибровку и настройку датчика для работы в оптимальных границах по электрическим параметрам. Управление калибровкой и настройкой ДАП осуществляется из программного обеспечения системы.

УНЧ, встроенный в электронный блок, предназначен для работы с ДАП, обеспечивая необходимую для них несущую частоту. Кроме того, усилитель выполняет демодуляцию поступающих от датчиков сигналов с последующим преобразованием их в сигнал напряжения с амплитудой максимум ± 10 В, пропорциональный вибрации контролируемого оборудования.

2.2. Измеритель относительных перемещений 16-канальный программируемый

ДОП выполнен на основе полумостовой индуктивной электрической схемы и преобразует механические вибрации оборудования в электрические сигналы по индуктивному принципу (полезный сигнал модулируется на несущую частоту). Корпус

датчика жестко крепится на фундаменте станции или на неподвижной опорной конструкции оборудования, а его чувствительный элемент (шток) контактирует с элементом контролируемого оборудования. Перемещение чувствительного элемента регистрируется как сигнал датчика.

УНЧ предназначен для работы с ДОП и датчиками давления тензометрического типа, обеспечивая необходимую для них несущую частоту. Кроме того, усилитель выполняет демодуляцию поступающих от датчиков сигналов с последующим преобразованием их в сигнал напряжения максимум ± 10 В.

Усилитель каждого канала измерения выполнен на отдельной плате, имеющей устройства сопряжения с датчиком, балансировки, регулировки фазы и коэффициента усиления. Каждый УНЧ связан с платой процессора, имеющего генератор несущей частоты и управляющего его работой. Плата процессора обеспечивает следующие функции:

- установку коэффициентов усиления измерительных каналов;
- установку напряжения питания датчиков;
- автоматическую балансировку ИК;
- выбор и контроль выходных напряжений каждого ИК.

Блок калибровки ДП-100 подает на калибровочную катушку ДОП калибровочный сигнал. Шток датчика перемещается на заданную величину, которая регистрируется и учитывается при расчете коэффициента чувствительности измерительной цепи.

2.3. Датчик пульсаций давления

ДПД преобразовывают переменную составляющую давления ТН первого контура в электрический сигнал, пропорциональный амплитуде пульсации (табл. 3).

Таблица 3. Технические характеристики ДАП, ДОП, ДПД

ДАП		ДОП		ДПД	
Диапазон амплитуд, мм	$\pm 0,8$	Диапазон амплитуд, мм	$\pm 0,5;$ ± 50	Коэффициент преобразования	$7 \cdot 10^{-4} - 9 \cdot 10^{-4}$
Диапазон частот, Гц	1 ÷ 200	Чувствительность, мВ/В	1,6 \pm 1 %	Диапазон рабочих частот, Гц	0 ÷ 250
Неравномерность АЧХ, %	12	Диапазон частот, Гц	0 ÷ 200	Диапазон рабочего давления, МПа	0 – 20
Нелинейность в диапазоне амплитуд, не более, %	5	Нелинейность, %	0,4	Диапазон измеряемых пульсаций давления, МПа	0,001 – 1,00
Рабочая температура, °С	20 ÷ 320	Рабочая температура, °С	20 ... 80	Приведенная погрешность, %	± 1
Наличие дистанционной калибровки	имеется	Наличие дистанционной калибровки	имеется	Диапазон рабочих температур, °С	20 – 320

3. Основные характеристики блоков обработки информации

3.1. Сигнальный процессор СП-80

Сигнальный процессор СП-80 предназначен для приема и предварительной обработки шумовых сигналов (табл. 4), представленных в виде аналоговых электрических сигналов, от датчиков

различной физической природы. Основные функции обработки шумовых сигналов (усиление, компенсация постоянной составляющей, синхронная оцифровка и фильтрация) осуществляются с помощью восьмиканальных плат АЦП L1221.

Таблица 4. Функции управления блоками предварительной обработки

Тип входного блока	Назначение	Интерфейс	Управляющие функции
ДАП-08 ЭБ	Управление ДАП	RS-232	Калибровка, балансировка, управление усилением
16ИП	Управление ДОП и ДПД	RS-232	Балансировка, управление усилением
ПТ-14	Прием токовых сигналов ДПЗ от ПТК ВРЩД	RS-485	Управление усилением, управление фильтром высокой частоты

3.2. Главное вычислительное устройство

ГВУ выполнено на базе промышленного компьютера Compaq PCI и используется для непосредственного управления системой с помощью интерактивной оболочки пользователя, работающей под управлением ОС LINUX. Системное про-

граммное обеспечение (ПО) поддерживает протоколы TCP/IP, FTP, SNMP, обеспечивает автоматический старт прикладных задач при загрузке ПО, а также тестирование вычислительных средств. Основные характеристики блоков обработки информации приведены в табл. 5.

Таблица 5. Характеристики блоков обработки информации

Блок приема сигналов ДПЗ, ИК (ПТ-14)		Сигнальный процессор СП-80		ГВУ	
Количество каналов приема сигналов ИК	14	Количество каналов обработки	80	Тип компьютера	Compact PCI
Количество каналов приема сигналов ДПЗ	6	Тип сигнала	напряжение	Центральный процессор	Compact PCI
Входной сигнал	токовый	Характер входа	дифференциальный	Оперативная память	Intel Pentium III/500 64 МБ
Частотные диапазоны	0,1÷42 Гц	Максимальный входной сигнал	6,3 В	Жесткий диск	18 Гб
Уровень собственных шумов на выходе	≤ 60дБ	Частотный диапазон (минус 3 дБ)	0,1 ÷ 200 Гц	-	-
Уровень собственных шумов	≤ 1мВ эф	Динамический диапазон, дБ	≥ 80	-	-
Неравномерность АЧХ	≤ 0,5 дБ	Количество отсчетов во временной реализации	до 65536 по каждому каналу	-	-
Управление	по интерфейсу RS-485	Тип управляющего интерфейса	RS-232 или RS-485	-	-

4. Принципы функционирования алгоритмического и программного обеспечения

Существенное отличие подхода к алгоритмам диагностирования, примененное в данной СВЩД, от алгоритмов, реализованных в импортных системах аналогичного назначения, например, в системе SUS фирмы Сименс, состоит в автоматическом выделении диагностических признаков [3]. Основой для проведения диагностирования служит сценарий, который определяет:

- вид диагностируемого оборудования РУ;

- совокупность измерительных каналов, необходимых для проведения диагностирования именно данного элемента РУ;
- параметры измерения (количество отсчетов, частота дискретизации и т.д.);
- алгоритмы обработки;
- вид и объем информации, получаемой в результате диагностирования.

При этом выделяется не одно множество резо-

нансов, а несколько, каждое из которых принадлежит определенному реакторному эффекту. Такой подход реализуется следующей последовательностью действий:

– эксперты по реакторным шумам, проведя исследования реализаций случайных процессов при заданной конфигурации датчиков, составляют алгоритмы выделения различных реакторных эффектов;

– эти алгоритмы экспертами реализуются в виде сценариев – последовательности действий над множеством зарегистрированных сигналов датчиков;

– сценарии, являясь частью методического обеспечения СВШД, применяются всякий раз к каждой новой многоканальной записи процессов, полученной в результате периодического виброконтроля РУ.

Таким образом, персонал, эксплуатирующий систему диагностики, освобождается от необходимости выбора параметров вычислительных процедур множества сигналов, от последующего выделения вручную некоторого множества резонансов.

Вся эта сложная работа уже сделана экспертами по оцениванию спектральных характеристик и реакторной виброшумовой диагностике. Основное преимущество автоматического выделения резонансов состоит в том, что при таком подходе аномалии в состоянии оборудования могут быть выделены на самой ранней стадии их зарождения, когда они еще незаметны "на глаз". При ручном выделении резонансов из-за их большого количества в одной спектральной характеристике, а также из-за возможного изменения их положения, существует опасность пропуска аномалий.

Стартовая библиотека сценариев состоит из пяти обобщенных сценариев и может пополняться в процессе эксплуатации СВШД:

- вибрации основного оборудования ГЦК (ПГ, ГЦН, U-образный трубопровод);
- вибрации корпуса РУ;
- вибрации шахты активной зоны;
- вынуждающие вибрации силы (АСВ, пульсации ТН);
- вибрации ТВС.

В результате выполнения сценариев формируется диагностическая информация, которую можно условно разделить на три уровня:

– спектральные характеристики вибросигналов (авто- и взаимные спектры, фазы, когерентности и т.п., а также значения частот, соответствующие определенному реакторному эффекту);

– трендовые характеристики диагностических признаков;

– частные и обобщенные тексты диагнозов, полученные автоматически по той или иной совокупности спектральных признаков.

ПО СВШД функционирует под управление ОС LINUX. Пользовательский интерфейс реализован на базе средств X-WINDOWS. Системное и прикладное обеспечение СВШД реализует:

- управление измерениями, в том числе калибровку и балансировку измерительных каналов ДАП, ДОП;
- предварительную подготовку сигналов датчиков;
- регистрацию данных;
- автоматический анализ измерений.

Диагностирование – основная процедура функционирования ПО включает в себя:

- подготовку и проведение измерений;
- сохранение результатов измерений в базе данных временных реализаций;
- обработку результатов измерений в соответствии со сценариями;
- сохранение результатов выполнения сценариев в базе данных диагностических признаков;
- анализ трендов спектральных признаков за кампанию и/или срок эксплуатации;
- отображение результатов.

Функциональная схема ПО СВШД приведена на рис. 3 и состоит из:

- ПО настройки измерительных трактов, контроля качества процессов, их записи и архивации на долговременный носитель информации;
- базы данных результатов измерений (многоканальных временных реализаций);
- ПО подготовки выполнения сценариев и их вычислительной реализации;
- базы данных вибродиагностических признаков;
- ПО визуализации результатов работы сценариев.

Диагностирование может проводиться как отдельно для заданного вида оборудования (выборочное диагностирование) путем измерения и последующего выполнения определенного сценария, так и для всех видов оборудования, диагностирование которых заложено в СВШД (полное диагностирование), путем последовательного автоматического выполнения всех заложенных в СВШД сценариев.

ПО СВШД обеспечивает также возможность проведения специальных измерений. Результаты специальных измерений не предназначены для обслуживания какого-либо сценария, а используются как исходные данные для исследовательских работ с использованием ПО, не входящего в состав СВШД. Результатом выполнения специального измерения должны явиться временные реализации входных сигналов, записанные в особый раздел базы данных временных реализаций.



Рис. 3. Функциональная схема ПО СВШД

Сценарии являются входной информацией для ПО СВШД и поставляются в виде файлов по схеме "один сценарий – один файл". Файлы сценариев формируются с помощью специального ПО.

Сценарии состоят из следующих элементарных операций:

1) Чтение входных процессов и параметров измерений (K_d – коэффициент преобразования датчика, K_y – коэффициент усиления тракта, I_0 – постоянная составляющая сигнала датчика, F_d – частота дискретизации (Гц), диапазон частот ($F_1 - F_2$) (Гц), N – число точек в одном канале).

2) Предварительная обработка: центрирование, исключение линейного тренда, разреживание, линейные преобразования процесса, приведение к (0,1)-процессу (нулевое математическое ожидание и единичная дисперсия).

3) Фильтрация (низко-, высокочастотная, полосовая).

4) Оценка корреляционных функций (авто-, взаимокорреляционные функции).

5) Оценка автоспектральной плотности (квадратичная, линейная).

6) Оценка взаимных спектральных характеристик: модуль и фаза взаимной спектральной плотности, когерентность, передаточная функция.

7) Операции с множеством частот экстремумов спектральных функций (далее с множествами маркеров):

- выделение частот локальных максимумов или минимумов;
- объединение множеств маркеров;
- пересечение множеств маркеров;
- разность множеств маркеров;
- выделение гармонических рядов из множества маркеров;
- выделение субгармонических рядов из множества маркеров;
- выделение маркеров, где заданная функция принимает заданное значение (например, где фаза принимает значение 0 или 180^0).

8) Автоматическая декомпозиция типов колебаний корпуса по следующим стандартным типам: маятниковый однонаправленный, маятниковый стохастический, круговой, вертикальный.

9) Составление протоколов виброконтроля с графическими иллюстрациями таблиц.

Последняя операция – составление протоколов виброконтроля – предназначена для подготовки графической, табличной и текстовой информации, отображающей итоги применения конкретного

сценария по единственной многоканальной записи (то есть без предыстории, без отображения трендовых характеристик).

Созданная СВШД не уступает по своим

характеристикам СВШД известных иностранных фирм. Например, по табл. 6 можно сравнить характеристики СВШД и системы контроля вибрации фирмы Сименс.

Таблица 6. Сравнение систем диагностики СВШД (Россия), SUS (Германия)

Наименование	СВШД	SUS (Сименс)
Программное и алгоритмическое обеспечение	Вибромониторинг и диагностирование с выходом на конкретный диагноз в автоматическом режиме	Только вибромониторинг (слежение за отклонениями в резонансах спектральных характеристик от эталонных значений) в ручном режиме
Математическое обеспечение	Расширенные возможности спектрально-корреляционного анализа	Ограниченное количество возможностей спектрального преобразования
Сервис	Автоматическое выделение резонансов в спектральных характеристиках, что не требует высокой квалификации персонала	Требуется квалифицированный пользователь для ручного выделения резонансов
Технические средства	Дополнительные внезональные (ИК) и внутризональные (ДПЗ) каналы, что позволяет контролировать ВКУ и ТВС реактора	Отсутствуют внезональные и внутризональные каналы, что ограничивает возможности системы
Датчики абсолютных виброперемещений	Частотный диапазон 2 – 200 Гц без дополнительного оборудования для подъема нижних частот	Частотный диапазон 4 – 200 Гц с дополнительным оборудованием (корректирующий усилитель)
Количество каналов	До 80 с возможностью наращивания до 160 в данных габаритах приборного шкафа	48 без возможности наращивания
Унификация	Унифицированные технические средства в каналах перемещений и пульсаций давления	Каналы виброперемещений и пульсаций давления не унифицированы

Заключение

Опыт адаптации программно-технических средств СВШД на энергоблоках РУ ВВЭР - 440 и -1000 подтвердил правильность заложенных технических и программных решений и необходимость оснащения энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР системами виброшумовой диагностики.

Создание и внедрение СВШД позволит осуществлять постоянный вибрационный контроль ос-

новного оборудования и трубопроводов РУ в процессе эксплуатации, выявлять дефекты на ранней стадии их развития и тем самым повысить безопасность работы ЯЭУ.

СВШД по своим техническим характеристикам не уступает системам вибродиагностики ведущих западных фирм, таких как Сименс (Германия), Вестингауз (США), а по некоторым параметрам превосходит их.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Булавин В.В., Гуцев Д.Ф., Павелко В.И. Исследования характеристик вибродиагностики ВВЭР-1000 в эксплуатационных условиях. – Атомная энергия, 1995, т. 79, вып. 5. С. 343 – 347.

2. Bulavin V.V., Gutsev D.F., Pavelko V.I. Some Results of the Vibrations Analysis on the WVER-440. A Symposium

on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics (SMORN-7): Proceedings, 19-23 June, 1995, Avignon (France).

3. Аникин Г.Г., Гуцев Д.Ф., Павелко В.И. Виброшумовая диагностика реакторов с водой под давлением. Патент РФ N 97102549/25(002836), кл. МПК G21 C 17 / 00, 1997.

Статья поступила в редакцию 26 апреля 2002 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 3, с. 37 – 45.

Основные спектральные характеристики вибросостояния РУ ВВЭР-1000

*Г.В. Аркадов, В.П. Матвеев, О.В. Овчаров, А.Н. Калинин, Б.М. Финкель, ВНИИАЭС,
А.И. Усанов, ЦНКиД "Диапром", 109507, Москва, Ферганская ул., 25,
В.И. Павелко, РНЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1*

Представлены факторы, определяющие вибросостояние оборудования реакторной установки (РУ) ВВЭР-1000. Приведены и интерпретированы спектральные особенности сигналов современной системы виброшумовой диагностики (СВШД) ВВЭР-1000.

THE MAJOR SPECTRAL CHARACTERISTICS VIBRATIONS OF THE EQUIPMENT OF A REACTOR WWER-1000. G.V. ARCADOV, V.P. MATVEEV, O.V. OVCHAROV, A.N. KALININ, B.M. FINKEL, A.I. USANOV, V.I. PAVELKO. The major factors defining vibrations of the equipment of a reactor WWER-1000 are presented. The spectral features of signals of a modern system of vibronoise diagnostics WWER-1000 are indicated and interpreted.

В настоящее время на РУ ВВЭР-1000 3-го блока Балаковской АЭС вводится в опытную эксплуатацию СВШД. Она предназначена для виброконтроля корпуса реактора, внутрикорпусных устройств (ВКУ), тепловыделяющих сборок (ТВС), а также основного оборудования главного циркуляционного контура (ГЦК): парогенераторов (ПГ), главных циркуляционных насосов (ГЦН) и трубопроводов. СВШД обрабатывает сигналы датчиков абсолютного перемещения (ДАП), относительного перемещения (ДОП), пульсаций давления (ДПД), прямого заряда (ДПЗ) и внезонных ионизационных камер (ИК). Основные технические характеристики и функции СВШД представлены в работе [1] (см. настоящий сборник).

Главная задача СВШД – определение вибросостояния оборудования РУ в эксплуатационных условиях по медленно меняющимся за межре-

монтный период вибродиагностическим признакам (трендам), а при длительной эксплуатации – прогнозирование виброресурса оборудования. Важная функция СВШД – оптимизация объема ремонтных работ после определения фактического вибросостояния оборудования.

Помимо прямых измерений вибраций оборудования ГЦК датчиками перемещений (ДАП, ДОП), СВШД своими вне- и внутризонными нейтронными детекторами осуществляет косвенные измерения вибраций корпуса реактора, ВКУ и ТВС. Кроме того, ИК и ДПЗ чувствительны и к множеству других нейтронно-теплогидравлических источников шумов. Функции СВШД могут быть расширены за счет шумовых измерений коэффициентов реактивности, поканальных расходов теплоносителя (ТН) и параметров недогретого кипения ТН [2 – 4].

1. Спектральные особенности сигналов СВШД

Любая спектральная оценка любого сигнала датчика СВШД содержит до нескольких десятков резонансных особенностей в рабочем диапазоне частот, а каждая резонансная особенность несет информацию о техническом состоянии того или иного элемента РУ. В практическом смысле важны следующие этапы получения вибродиагностической информации. На первом этапе важно распознать главные физические источники (причины появления) спектральных особенностей наблюдаемых сигналов. На втором – найти их пространственную локализацию, то есть определить, принадлежит ли данный резонанс какому-либо конкретному элементу РУ или является общекоонтур-

ным явлением. На третьем – прокалибровать спектральную особенность, то есть связать параметры резонанса с численными характеристиками данного физического явления. Например, связать размах колебаний элемента в микронах с амплитудой резонанса в единицах автоспектральной плотности мощности (АСПМ) (ед.изм.²/Гц). На последнем этапе – найти такие пороговые значения численных характеристик резонанса, выход за которые угрожает работоспособности объекта. Существенно, что данный порог должен выявлять неисправности на самой ранней стадии, когда они еще не угрожают работоспособности РУ. Однако важно следить за их динамикой и накоплением их

числа с тем, чтобы не пропустить момента качественного перехода в аномальное событие, которое повлечет за собой изменения и штатно контроли-

руемых параметров. Таким образом, виброшумовой мониторинг в перспективе сулит перерастить в самый ранний барьер безопасности.

2. Опыт виброшумовых экспериментов на ВВЭР-1000

Виброшумовые исследования ВВЭР-1000 в эксплуатационных условиях проводились на Калининской, Балаковской, Нововоронежской, Запорожской и Хмельницкой АЭС. Технические средства в этих шумовых измерениях носили экспериментальный характер, а детекторное оснащение состояло главным образом из штатных ИК, ДПЗ и ДПД. После интерпретации спектральных особенностей шумовых составляющих данных сигналов, по совокупности амплитудных, фазовых, гармонических и многомерных авторегрессионных признаков установлено [5 – 9], что

- на частоте $\sim 2,6$ Гц происходят коллективные вибрации ТВС с типом колебаний, соответствующим низшей моде колебаний стержня с двумя закрепленными концами;
- частота коллективных вибраций ТВС сопровождается гармоническим рядом частот, что свидетельствует о нелинейном характере вибраций;
- частота $\sim 4,8$ Гц является собственной частотой колебаний шахты активной зоны и соответствует низшей моде маятниковых колебаний, что возможно при некотором износе виброгасителей;
- для 1-го блока Калининской АЭС в номинальных условиях частоты $\sim 0,6; 6,1; 8,6; 12,8; 14,5; 17,5$ Гц являются низшими частотами акустических стоячих волн (АСВ) давления ТН и на них происходят вынужденные вибрации ВКУ. Для серийных блоков ВВЭР-1000 частоты АСВ не-

сколько отличаются и составляют ряд $\sim 0,6; 6,8; 9,3; 13,2; 15,5; 20,0$ Гц, где

– $f_1 \sim 0,6$ Гц – АСВ, зависящая главным образом от теплогидравлических параметров компенсатора давления;

– $f_2 \sim 6,8$ Гц – 1-ая петлевая АСВ с нулем амплитуды (узлом) в пределах корпуса реактора и экстремумами (пучностями) в петлях;

– $f_3 \sim 9,3$ Гц – 1-ая корпусная АСВ с узлами в петлях;

– $f_4 \sim 13,2$ Гц – 2-ая корпусная АСВ с пучностью в пределах корпуса реактора;

▪ частоты АСВ и частота вращения ГЦН сопровождаются субгармоническими рядами частот, что свидетельствует о соударениях ВКУ (соударения дистанционирующих решеток ТВС, внутриштопочных соединений шахты активной зоны).

Таким образом, на первом этапе виброшумовых исследований ВВЭР-1000 доминировал нейтронно-шумовой анализ, поставляющий информацию о внутрикорпусных АСВ, вибрациях ВКУ и ТВС. Полная картина совместных колебаний всех основных элементов РУ (ПГ, ГЦН, трубопроводов, корпуса реактора, ВКУ, ТВС) может быть получена только с переходом на качественно новый уровень технических средств СВШД [1]. Прежде всего это относится к числу измерительных каналов СВШД: необходим многоканальный (не менее 60-ти каналов) программно-технический комплекс, регистрирующий шумовые сигналы ДАП, ДОП, ДПД, ИК, ДПЗ.

3. Колебания корпуса реактора

АСПМ сигналов всех датчиков, чувствительных к колебаниям корпуса, а также ВКУ и ТВС (ДАП, ИК, ДПЗ), содержит резонанс корпусной АСВ $\sim 9,3$ Гц (резонанс под номером “3” на графиках АСПМ ДАП и ИК на рис. 1). В сигналах нейтронных датчиков (ИК, ДПЗ) резонанс образуется из-за совместного действия плотностного эффекта реактивности и эффекта вынужденных вибраций, то есть, с одной стороны, сигнал нейтронного детектора возникает из-за модуляции акустической волной плотности ТН в объеме активной зоны, с другой стороны, данная АСВ вызывает механические колебания и корпуса, и активной зоны, из-за чего мо-

дулируется поток быстрых нейтронов утечки при изменении толщины водяного зазора в опускном участке. Примерно такое же воздействие на корпус РУ, но меньшее по мощности, имеет и АСВ 13,2 Гц (резонанс под номером “4” на рис. 1).

АСВ $\sim 9,3$ Гц, доминируя в корпусе реактора, имеет значительные градиенты амплитуды в холодных петлях ГЦК и практически отсутствует в горячих петлях (АСПМ ДПДг на рис. 1). Поэтому и возбуждение вибраций корпуса реактора на частоте 9,3 Гц происходит со стороны “холодных” петель (когерентности ДПДг – ДАП и ДПДх – ДАП на рис. 1).

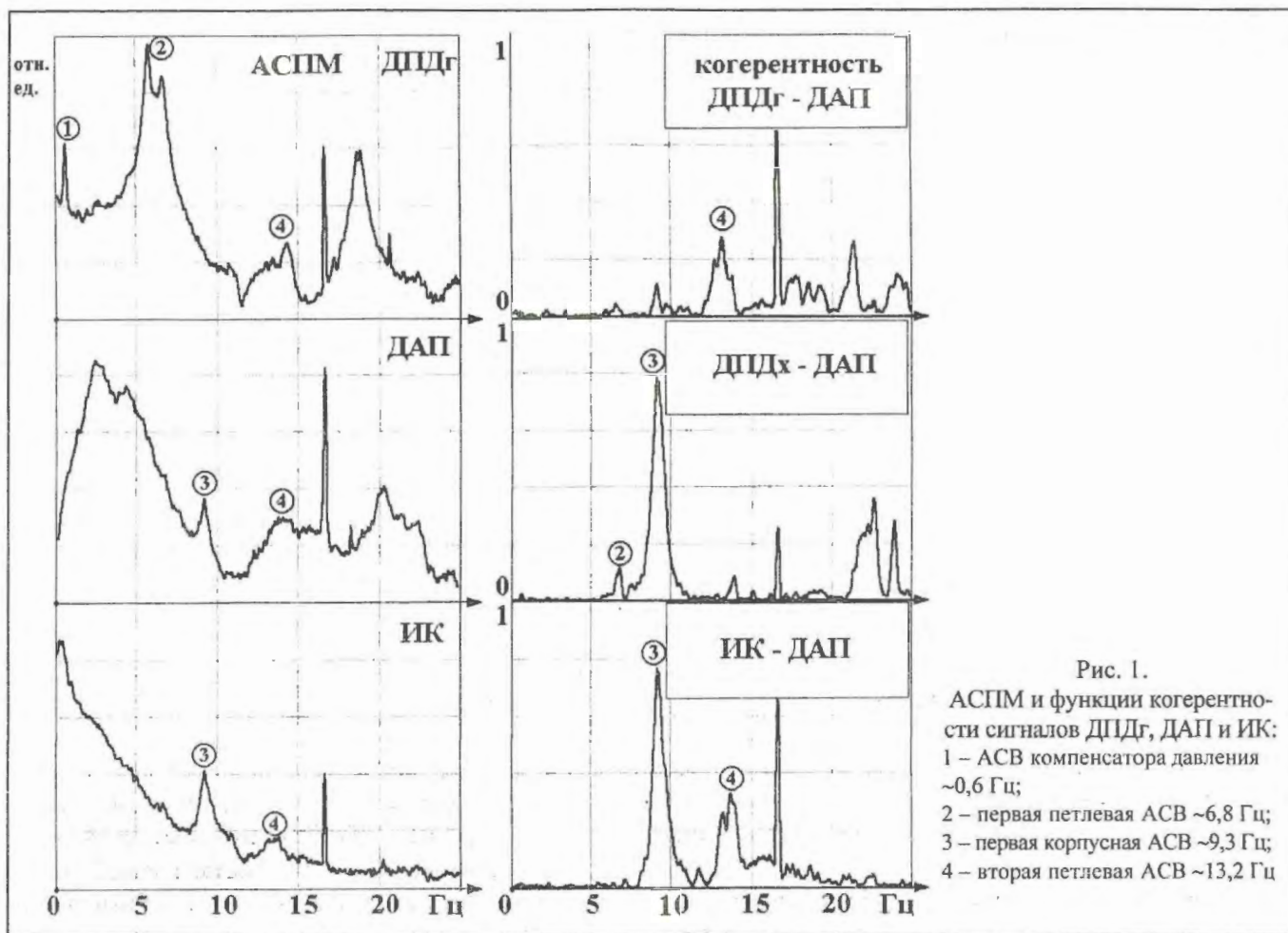


Рис. 1.
АСПМ и функции когерентности сигналов ДПДг, ДАП и ИК:
1 – АСВ компенсатора давления ~0,6 Гц;
2 – первая петлевая АСВ ~6,8 Гц;
3 – первая корпусная АСВ ~9,3 Гц;
4 – вторая петлевая АСВ ~13,2 Гц

Петлевая АСВ ~6,8 Гц (резонанс под номером "2" на рис. 1) значительно уступает по силе воздействия на корпус РУ АСВ ~9,3 Гц: резонанс АСВ ~6,8 Гц очень мал в функциях когерентности ДПД – ДАП и не наблюдается в АСПМ ДАП. Он же отсутствует в АСПМ ИК и в функции когерентности ИК – ДАП (рис. 1), то есть отсутствуют и вибрационный, и плотностной эффекты, т.к. эта АСВ, с одной стороны, в объеме активной зоны мала по амплитуде, с другой стороны, при изменении азимутальной координаты меняет свой знак. В итоге результирующий плотностной эффект реактивности – нулевой, и практически не возникают вынужденные колебания шахты из-за маломощности данной АСВ в пределах корпуса реактора.

Для определения типов колебаний корпуса реактора на собственных частотах традиционно оцениваются фазы всевозможных пар сигналов ДАП. Последние имеют характерные значения в широких диапазонах частот (рис. 2), что позволяет дать грубую классификацию типов колебаний: (2 – 10) Гц – вертикальные колебания, (13 – 22) Гц – маятниковые колебания. Мощные, высококогерентные, синфазные колебания корпуса реактора в

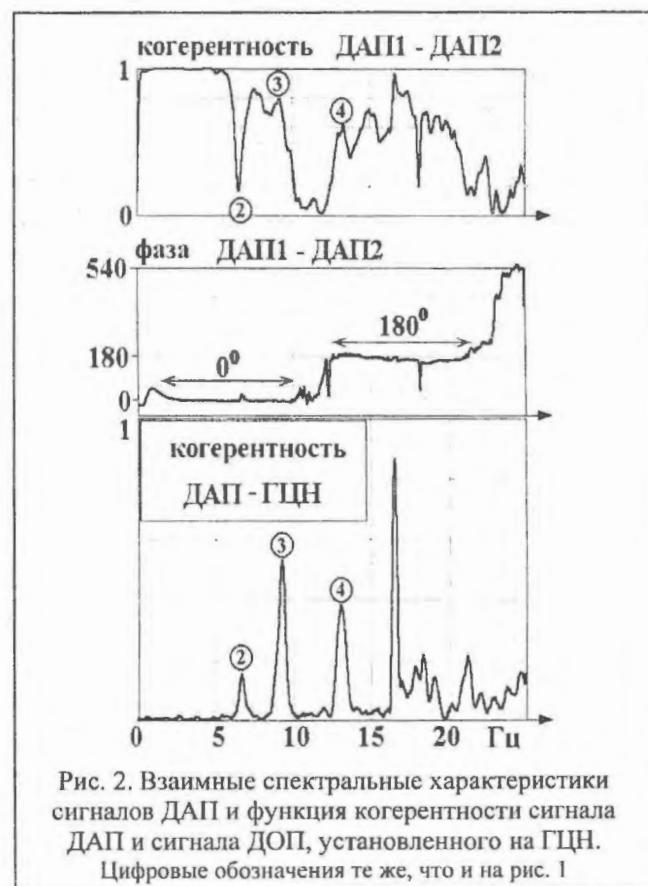


Рис. 2. Взаимные спектральные характеристики сигналов ДАП и функция когерентности сигнала ДАП и сигнала ДОП, установленного на ГЦН. Цифровые обозначения те же, что и на рис. 1

низкочастотном диапазоне до 6 Гц (АСПМ ДАП на рис. 1 и когерентность ДАП1 – ДАП2 на рис. 2) не вызывают колебания шахты активной зоны (нулевая когерентность ИК – ДАП на рис. 1) и петель (нулевая когерентность ДАП – ГЦН на рис. 2), то есть колебания корпуса РУ, на крышке фланца которого установлены ДАП, развязаны по отношению к шахте, что облегчает диагностирование опорных узлов шахты активной зоны.

Характерно, что совместные колебания кор-

пуса и оборудования петель происходят в основном на вынужденных частотах (АСВ под номерами “2” – “4” и обратная частота ГЦН на графике когерентности ДАП – ГЦН на рис. 2), то есть собственные частоты колебаний всего ГЦК, как глобальные свойства всей конструкции, имеют не более чем петлевую локализацию, а общекартурную локализацию имеют различные АСВ, действующие изнутри контура.

4. Вынужденные колебания оборудования петель на частотах АСВ

АСВ в ГЦК ВВЭР – мощные общекартурные собственные колебания давления ТН [10, 11] с длинами волн, достигающими нескольких сотен метров при номинальных параметрах ТН. В модели одномерной геометрии ГЦК стоячие волны располагаются на дискретном гармоническом ряде частот. В реальной трехмерной геометрии ГЦК, при непостоянстве температуры ТН по ГЦК, значения собственных частот АСВ отличаются от гармонического ряда и занимают некоторые непрерывные диапазоны вокруг центральных частот.

Так, первая петлевая АСВ с центральной частотой ~6,8 Гц занимает диапазон частот шириной порядка трех герц (АСПМ ДПДг на рис. 1). Она превосходит по своей амплитуде все другие источники пульсаций давления ТН в петлях, в том числе и пульсации давления на обратной частоте ГЦН. Все шесть ДОП, установленные в петле, как условно показано на рис. 3, фиксируют колебания на АСВ ~6,8 Гц. Покажем это по взаимным характеристикам “ДПД – различные ДОП”, являющимся прямыми свидетелями наличия вынужденных вибраций на частотах АСВ. На частоте ~6,8 Гц происходят вынужденные колебания ПГ (когерентность ДПДг – ПГ на рис. 4), ГЦН (когерентность ДПДг – ГЦН там же), U-образного трубопровода (когерентность ДПДг – U там же). Амплитуды колебаний перечисленных единиц оборудования ГЦК на частоте ~6,8 Гц, как правило, превосходят амплитуды колебаний на собственных частотах, а иногда превосходят и амплитуду колебаний на обратной частоте ГЦН. В “горячем” трубопроводе находится максимальный градиент поля АСВ ~6,8 Гц, именно поэтому колебания ПГ, ГЦН и U-образного трубопровода возбуждаются со стороны “горячего” трубопровода.

Перечисленные свойства АСВ ~6,8 Гц распространяются и на АСВ ~13,2 Гц, которая по отно-

шению к ней является второй пространственной гармоникой. Отличие состоит в том, что АСВ ~13,2 Гц, обладая почти вдвое меньшей длиной волны, имеет иное распределение амплитуд по ГЦК, и ее можно наблюдать не только в петлях, но и в корпусе реактора.

Помимо упомянутого выше воздействия на корпус реактора и ВКУ, АСВ ~9,2 Гц возбуждает общекартурные вибрации всех ГЦН и U-образных трубопроводов (когерентности ДАП – ГЦН на рис. 2 и ГЦН2 – ГЦН3, U2 – U3 на рис. 4).

На самой низкочастотной АСВ ~0,6 Гц происходят вынужденные вибрации ПГ и ГЦН (резонанс под номером “1” на рис. 5), причем вибрации ПГ являются общекартурными (когерентность ПГ2 – ПГ3 на рис. 4).

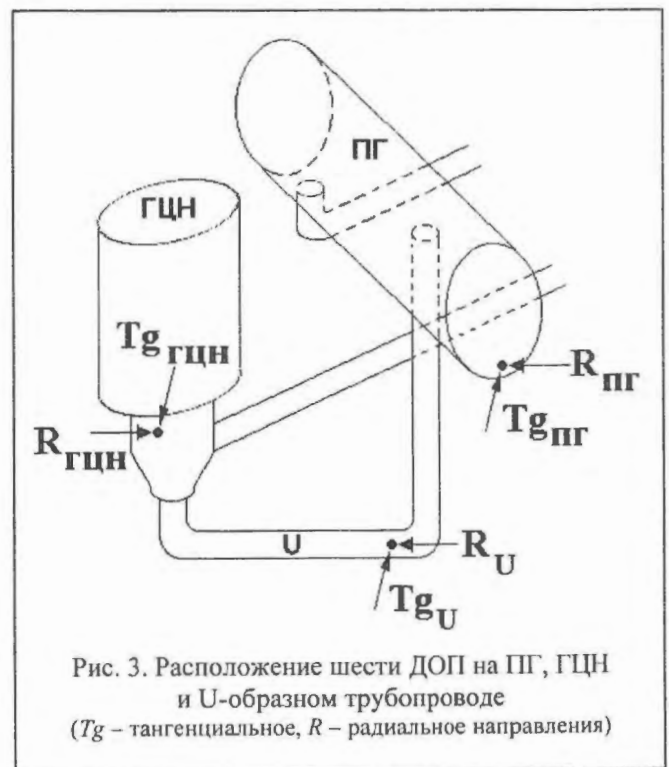


Рис. 3. Расположение шести ДОП на ПГ, ГЦН и U-образном трубопроводе (Tg – тангенциальное, R – радиальное направления)

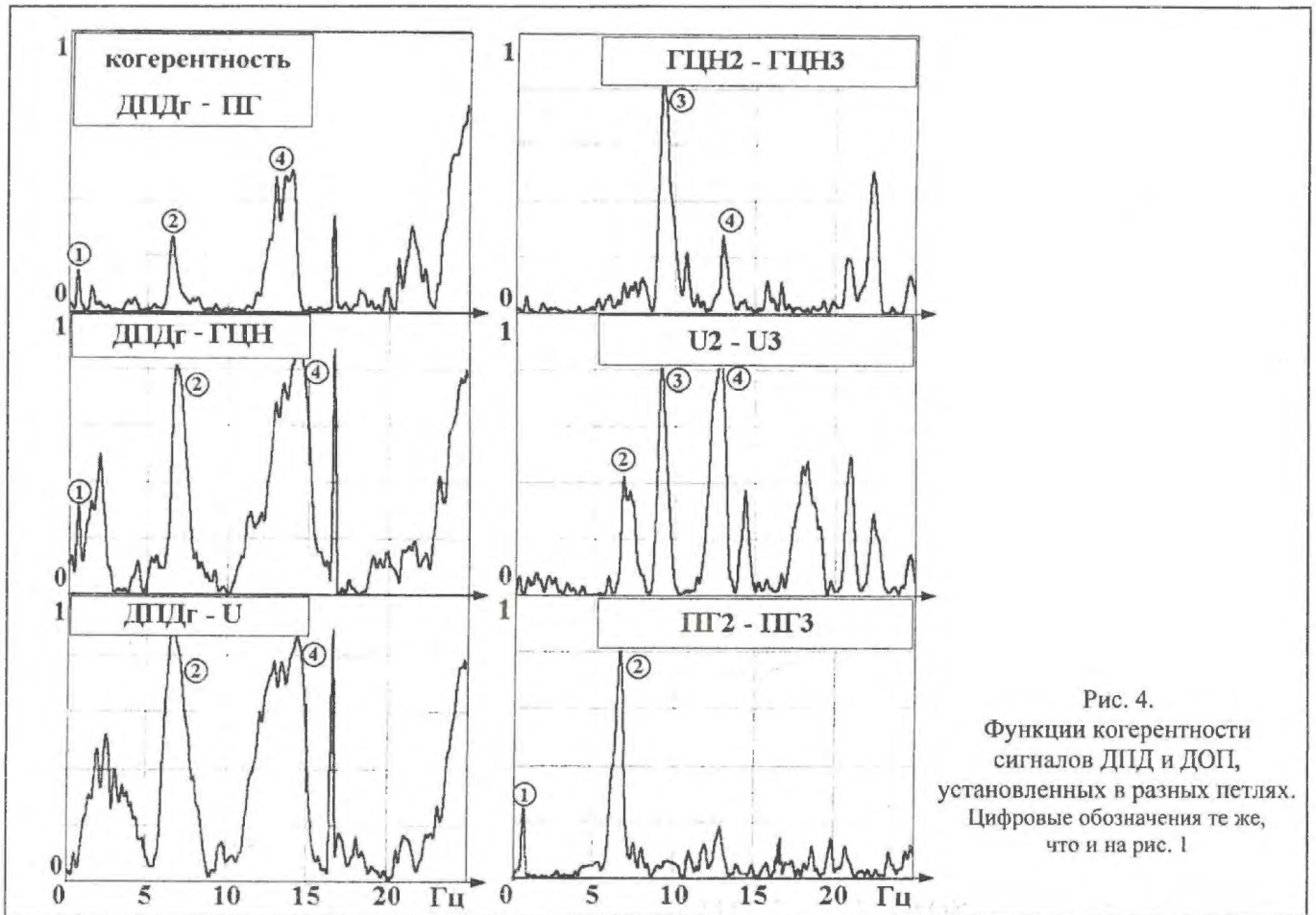


Рис. 4.
Функции когерентности
сигналов ДПД и ДОП,
установленных в разных петлях.
Цифровые обозначения те же,
что и на рис. 1

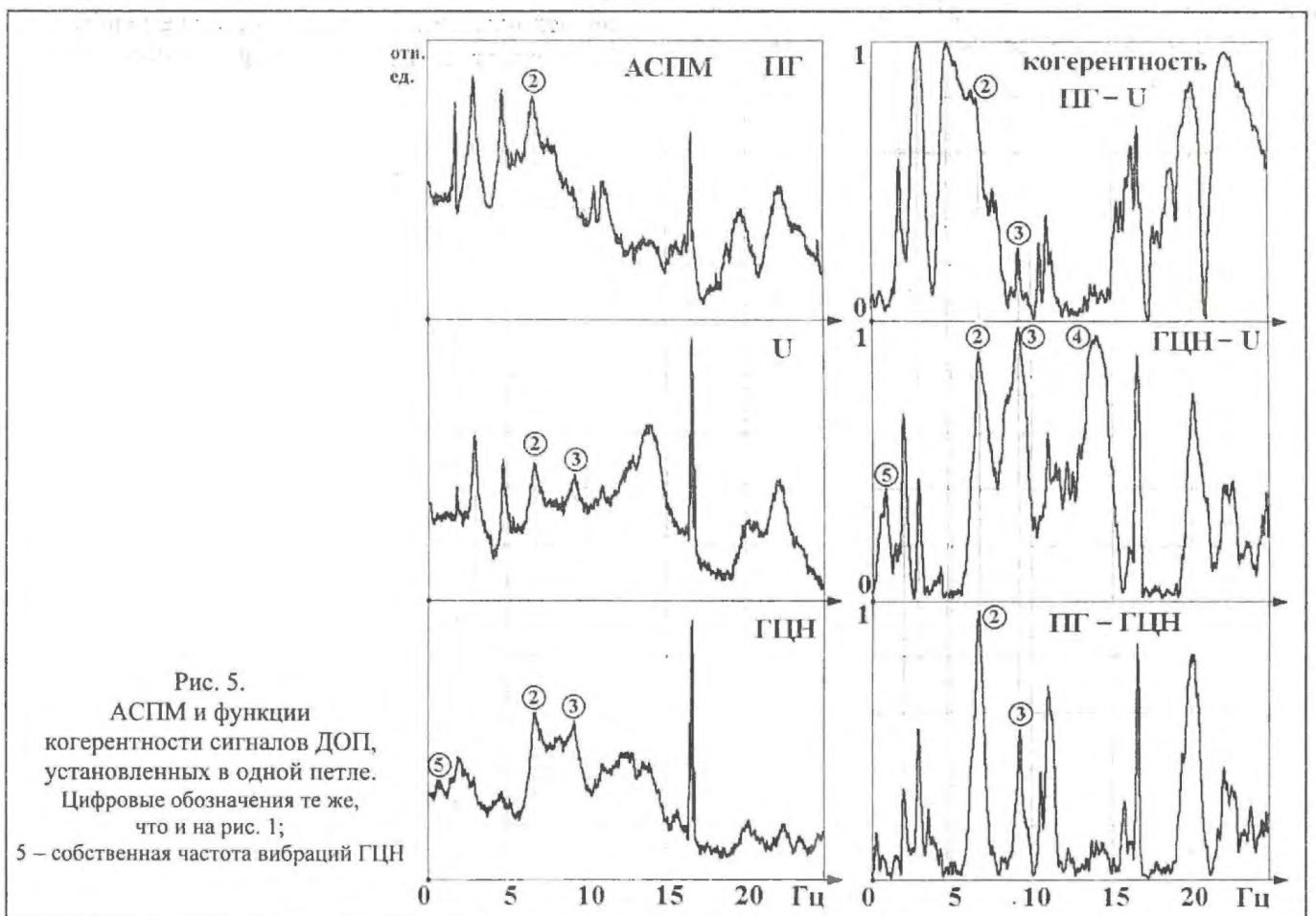


Рис. 5.
АСПМ и функции
когерентности сигналов ДОП,
установленных в одной петле.
Цифровые обозначения те же,
что и на рис. 1;
5 - собственная частота вибраций ГЦН

5. Колебания оборудования петель на собственных частотах

Отличительной особенностью вибраций оборудования РУ ВВЭР-1000 по сравнению с вибрациями оборудования РУ ВВЭР-440 [12 – 14] является практически полное отсутствие обще-контурных вибраций на собственных частотах в диапазоне (0 – 6) Гц: большинство когерентностей сигналов ДОП – ДОП, установленных в различных петлях, практически нулевые (рис. 4). Таким образом, различные петли, как элементы совместных колебаний, “развязаны” по отношению друг к другу. Наблюдаются также низкие когерентности и в сигналах ДОП – ДАП (рис. 2), что говорит об отсутствии взаимовлияния колебаний петель и корпуса реактора в низкочастотном диапазоне.

На рис. 5 представлены АСПМ и функции когерентности сигналов ДОП, установленных на ПГ, U-образном трубопроводе и ГЦН одной петли. Три высокочастотных резонанса в диапазоне частот (0 – 5) Гц возникают из-за колебаний оборудования на собственных частотах. Как показано выше, они локализованы в одной петле. Первые два резонанса можно обнаружить на всех трех контролируемых элементах петли: ПГ, U-образный трубопровод и ГЦН, то есть происходят их совместные колебания, что подтверждается и функциями когерентностей (рис. 5). Типы колеба-

ний на этих частотах весьма неблагоприятны для прочностных свойств сварных соединений коллекторов ПГ. В первом случае горячий коллектор ПГ является своего рода вертикальной осью, вокруг которой колеблются все элементы петли, создавая на нем крутящий момент. Во втором случае происходит сжатие-растяжение U-образного трубопровода в вертикальной плоскости совместно с кручением его в горизонтальной плоскости. Такой тип колебаний создает крутящий момент на холодном коллекторе.

Резонанс вблизи пяти герц возникает из-за совместных колебаний только ПГ и U-образного трубопровода, а ГЦН на данной частоте неподвижен (функции когерентности ГЦН – U, ПГ – ГЦН на рис. 5). Таким образом, существуют группы собственных частот, на которых

- вибрируют все элементы петли;
- пара “ПГ – U-образный трубопровод” имеет большой размах колебаний, а ГЦН неподвижен;
- ГЦН и U-образный трубопровод находятся в совместном движении, а ПГ неподвижен (резонанс под номером “5” на рис. 5).

Очевидно, что в двух последних случаях возникают деформации вертикального участка U-образного трубопровода, связанного с холодным коллектором ПГ.

Заключение

Амплитуды вынужденных колебаний оборудования петель ГЦК, корпуса РУ на частотах АСВ, как правило, превосходят амплитуды вибраций на собственных частотах, что возводит акустические внутриконтурные эффекты в главные факторы виброизноса оборудования.

На частоте первой петлевой АСВ ~6,8 Гц наблюдаются обще-контурные вибрации всех элементов петель, которые возбуждаются со стороны горячих трубопроводов. Таким образом, именно там существуют максимальные градиенты поля давлений ТН для данной АСВ. На частоте первой корпусной АСВ ~9,3 Гц происходят совместные

колебания корпуса реактора, шахты активной зоны, ГЦН и U-образных трубопроводов, причем их возбуждение происходит со стороны холодных петель.

В диапазоне частот до 6 Гц отсутствуют обще-контурные колебания оборудования ГЦК на собственных частотах, то есть они имеют локализацию не более чем петлевую. В системе элементов “ПГ – ГЦН – U-образный трубопровод” одной петли в диапазоне частот до 6 Гц наблюдаются их совместные колебания с весьма неблагоприятными типами колебаний для прочностных свойств сварных соединений коллекторов ПГ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Аркадов Г.В., Матвеев В.П., Овчаров О.В. и др.* Программно-технический комплекс системы виброшумовой диагностики РУ ВВЭР. Настоящий сборник, с.37 – 45.

2. *Павелко В.И.* Нейтронно-температурные шумовые модели АЗ ВВЭР. – Атомная энергия, 1992, т. 72, вып. 6. С. 72 – 79.

3. *Гуцев Д.Ф., Павелко В.И.* Новые методы шумовой диагностики ВВЭР. – Атомная энергия, 1997, т. 82, вып. 4. С. 264 – 271.
4. *Аникин Г.Г., Гуцев Д.Ф., Павелко В.И.* Физическая интерпретация нейтронно-шумовых образов ВВЭР. – Атомная энергия, 1997, т. 82, вып. 4. С. 271 – 277.
5. *Булавин В.В., Гуцев Д.Ф., Павелко В.И.* Исследования характеристик вибродиагностики ВВЭР-1000 в эксплуатационных условиях. – Атомная энергия, 1995, т. 79, вып. 5. С. 343 – 349.
6. *Kinelev V., Perov S., Sulimov V.* The Mathematical Modeling of Free Vibrations of VVER-1000 Plant Primary Circuit for the Equipment Condition Diagnostics // A Symposium on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics (SMORN-7): Proceedings, 19-23 June, 1995, Avignon (France).
7. *Gutsev D.F., Pavelko V.I.* Neutron-Temperature Noise Methods and Their Experimental Check on the Reactor VVER-1000. – Труды конференции по внутризонным исследованиям (INCORE 96). – Япония, г. Мито, октябрь 1996.
8. *Kinelev V., Perov S., Sulimov V.* Theoretical Modeling of Fuel Assembly Vibrations for VVER-type Reactors. – Труды конференции по внутризонным исследованиям (INCORE 96). – Япония, г. Мито, октябрь 1996.
9. *Perov S., Altsdat E., Werner M.* Vibration analysis of the pressure vessel internals of WWER-1000 type reactors with consideration of fluid-structure interaction. *Annals of Nuclear Energy*. 27 (2000), pp. 1441 – 1457.
10. *Bulavin V.V., Gutsev D.F., Pavelko V.I.* Results of the signals noises analysis of the pressures sensors, the in-core and ex-core neutron detectors. *Progress in Nuclear Energy*, 1995, v. 29, N 3/4, pp. 153-170.
11. *Проскураков К.Н., Мухин В.С., Горбунов В.П. и др.* Виброакустическая диагностика эксплуатационных режимов оборудования. – Атомные электрические станции. Сборник статей под ред. Л.М. Воронина. – М.: Энергоатомиздат, 1988, № 10. С. 236 – 241.
12. *Аникин Г.Г., Павелко В.И.* Опыт внедрения систем виброконтроля на АЭС с реакторными установками типа ВВЭР-440. – Теплотехника, 1999, № 6. С. 12 – 17.
13. *Перов С.Л.* Конечно-элементное моделирование динамики конструкций в жидкости. – Вестник МГТУ им. Н.Э. Баумана, сер. “Естественные науки”, 1999 (3), № 2. С. 48 – 58.
14. *Bulavin V.V., Gutsev D.F., Pavelko V.I.* Some Results of the Vibrations Analysis on the WWER-440. A Symposium on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics (SMORN-7): Proceedings, 19-23 June, 1995, Avignon (France).

Статья поступила в редакцию 26 апреля 2002 г.
 Вопросы атомной науки и техники.
 Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 3, с. 46 – 52.

УДК 621.039.83+539.1.07:681

Оценка запаса ресурса графитовой кладки по расчетно-экспериментальным нейтронно-физическим характеристикам РБМК-1000

И.Е. Сомов, В.Б. Полевой, С.А. Николаев,
ГНЦ РФ ФЭИ, 249033, Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1
О.Г. Черников, Ю.В. Гарусов, В.Г. Шевченко, В.Г. Rogozin, Ю.О. Захаржевский,
Ленинградская АЭС, 188540, Сосновый Бор Ленинградской обл.

Оценивается ресурс графитовой кладки реакторов I-IV энергоблоков ЛАЭС по известному критическому значению флюенса быстрых нейтронов и флюенсу нейтронов, полученному из результатов расчетно-экспериментальных исследований спектров и абсолютных потоков нейтронов по объему графитовой кладки на заданный момент времени. Расчетно-экспериментальные пространственно-энергетические распределения абсолютных значений потоков и спектров нейтронов позволяют определить флюенс нейтронов и, следовательно, ресурс графитовой кладки в любой исследуемой области реактора.

EVALUATING LIFETIME OF A GRAPHITE STRUCTURE BASED ON THE CALCULATED AND EXPERIMENTAL NEUTRON-PHYSICAL CHARACTERISTICS OF RBMK-1000 REACTORS. I.E. SOMOV, V.B. POLEVOY, S.A. NIKOLAYEV, O.G. TCHERNIKOV, Yu.V. GARUSOV, V.G. SHEVCHENKO, V.G. ROGOZIN, Yu.O. ZAKHARZHEVSKY. The paper deals with evaluation of graphite stack lifetime of reactors I to IV of Leningrad NPP. The lifetime is estimated using known critical value of fast neutrons fluence and neutrons fluence derived from the results of calculation and experimental investigation of spectra and absolute flux within graphite stack at given time interval. Neutron absolute flux and spectra distributions received by means of calculations and experiments provide for determination of fluence and graphite stack lifetime in any part of the reactor under investigation.

Исследования состояния графитовой кладки на энергоблоках ЛАЭС показали заметные изменения ее свойств: уменьшилась плотность графита по сравнению с исходным состоянием, в ряде кладок графита произошло частичное разрушение, приведшее к необходимости их ремонта. В настоящее время накоплен большой опыт по изучению поведения графита, включая влияние на него облучения, совместимость, усталость, ползучесть и т.п. Совместно с научным руководителем и главным конструктором РБМК-1000 составлены и реализованы долгосрочные программы изучения системы технологический канал – графитовая кладка. При анализе изменений свойств графита из ряда ячеек осуществлялось взятие проб графита для исследования вопроса о сохранении графитом его свойств.

Изменение свойств графитовой кладки оказывает влияние на характеристики системы топливный канал (ТК) – графитовая кладка реактора, определяющие ее работоспособность. Важной характеристикой системы, определяющей ее ресурс работы, является технологический зазор между трубой ТК и графитовой колонной. Как указано в [1], в проекте РБМК-1000 не предусмотрено си-

туации, при которой ТК эксплуатировался бы в графитовых ячейках без технологического зазора, начальное значение которого равно ~3 мм. По состоянию на июль 1986 г. увеличение диаметра отдельных ТК составило 0,92 мм, а уменьшение диаметра графитовых блоков 1,2 мм. Таким образом, для некоторых каналов, работающих в наиболее напряженных областях активной зоны реактора, зазор между канальной трубой и графитом сократился с 3 до 0,9 мм. В целом зазоры между ТК и графитом по объему реактора разные. Они зависят от температуры, радиального и высотного распределений плотности потоков быстрых нейтронов по реактору.

Из приведенных в работе [1] данных видно, что для определения ресурса работы топливной ячейки – ТК и графитовой кладки – по флюенсу нейтронов необходимо знать распределение плотности потоков быстрых нейтронов с $E_n > 0,5$ МэВ для ТК и $E_n > 0,18$ МэВ для графитовой кладки.

Рассматривается метод неразрушающего контроля состояния графитовой кладки топливной ячейки и канала СУЗ, основанный на сравнении

флюенса быстрых нейтронов в заданной области реактора с критическим значением флюенса быстрых нейтронов, величина которого определяется по измеренным и расчетным абсолютным потокам и спектрам быстрых нейтронов в исследуемых областях активной зоны реактора.

Предлагаемый метод контроля позволяет с достаточно высокой точностью определить со-

стояние графитовой кладки на любой момент времени по известной или заданной энерговыработке только в том случае, когда критическое значение флюенса известно с хорошей точностью. Вместе с тем авторы надеются, что для специалистов, работающих в области исследования радиационной стойкости материалов, публикуемые результаты могут быть полезными.

1. Влияние флюенса нейтронов и температуры на работоспособность конструкций реактора

Работоспособность конструкций активной зоны РБМК-1000 зависит от состояния системы воздействующих компонентов технологического канала и блоков графитовой кладки и определяется следующими критериями:

- критической степенью радиационного повреждения (критическое значение флюенса $\Phi_{кр}$);
- критическим изменением геометрии графитовых блоков;
- нарушением целостности графитовых блоков.

Из этого следует, что в качестве диагностической величины, характеризующей состояние графитовой кладки в процессе компанин, можно использовать либо величину зазора между графитовой кладкой и ТК, либо критическое значение флюенса нейтронов, при котором наступает деградация графитовой кладки.

Процесс исчерпания газового зазора во всех реакторных ячейках является очень длительным, поэтому необходимо учитывать размерные допуски для труб ТК и графитовых блоков при их изготовлении и разницу в скорости их радиационного деформирования. Кроме того, контакт между графитовыми блоками и циркониевой трубой ТК возникает неравномерно из-за неравномерного распределения нейтронного потока по оси активной зоны и различной радиационной усадки графита разных блоков. На момент проектирования реактора, исходя из имевшихся сведений о свойствах графита и циркония, а также нейтронно-физических и тепловых расчетов, номинальный диаметральный зазор был установлен равным 3 мм.

Анализ данных инструментальных замеров, исследований, расчетов, наблюдений [1] показал, что фактический поток быстрых нейтронов, а также разброс фактических свойств материала труб и графита оказались выше проектируемых, что вызвало преждевременное исчерпание зазоров и возникновение локального контакта между ТК и графитовой кладкой. Дополнительные напряжения в графитовых блоках приводят к их преждевременному растрескиванию, искривлению кладки в целом и сокращению срока службы реактора.

Опыт эксплуатации и расчеты показывают, что в отсутствие контакта и при обеспечении приемлемого температурного режима срок службы графитовой кладки может быть увеличен до 35 – 40 лет, т.е. на 5 – 10 лет больше проектного. Для обеспечения безопасной и надежной работы РБМК останавливают на капитальный ремонт для замены ТК на новые с отожженными трубами из сплава З-125 и расточки отверстий графитовых блоков на необходимый диаметр.

Использование зазора между ТК и графитовой кладкой в качестве диагностической величины затруднительно из-за необходимости постоянного контроля величины этого зазора. Наиболее целесообразно в качестве диагностической величины состояния графитовой кладки использовать критическое значение флюенса нейтронов, характеризующее критическую степень радиационного повреждения графитовой кладки.

Критическая степень радиационного повреждения графита – параметр, при котором наступает быстрая деградация свойств графита, приводящая к потере графитом способности нести нагрузку в качестве конструкционного материала.

В качестве меры критической степени радиационного повреждения РНЦ “КИ” предложен флюенс, при котором объем материала после радиационной усадки и последующего распухания приходит к исходному значению. Эта величина названа критическим флюенсом $\Phi_{кр}$. В этой области флюенса происходит резкое ухудшение физико-механических свойств графита – прочности (модуля упругости) и теплопроводности. Эти изменения быстро прогрессируют, приводя в итоге к полной деградации свойств и деструкции материала (рис. 1.). Критический флюенс сильно зависит от температуры облучения, увеличение которой приводит к смещению критического флюенса в область малых значений (рис. 2) [1, 2].

Сохранение работоспособности графита в рабочих условиях в течение определенного времени есть радиационная стойкость графита. При этом необходимо учитывать весь комплекс его физико-

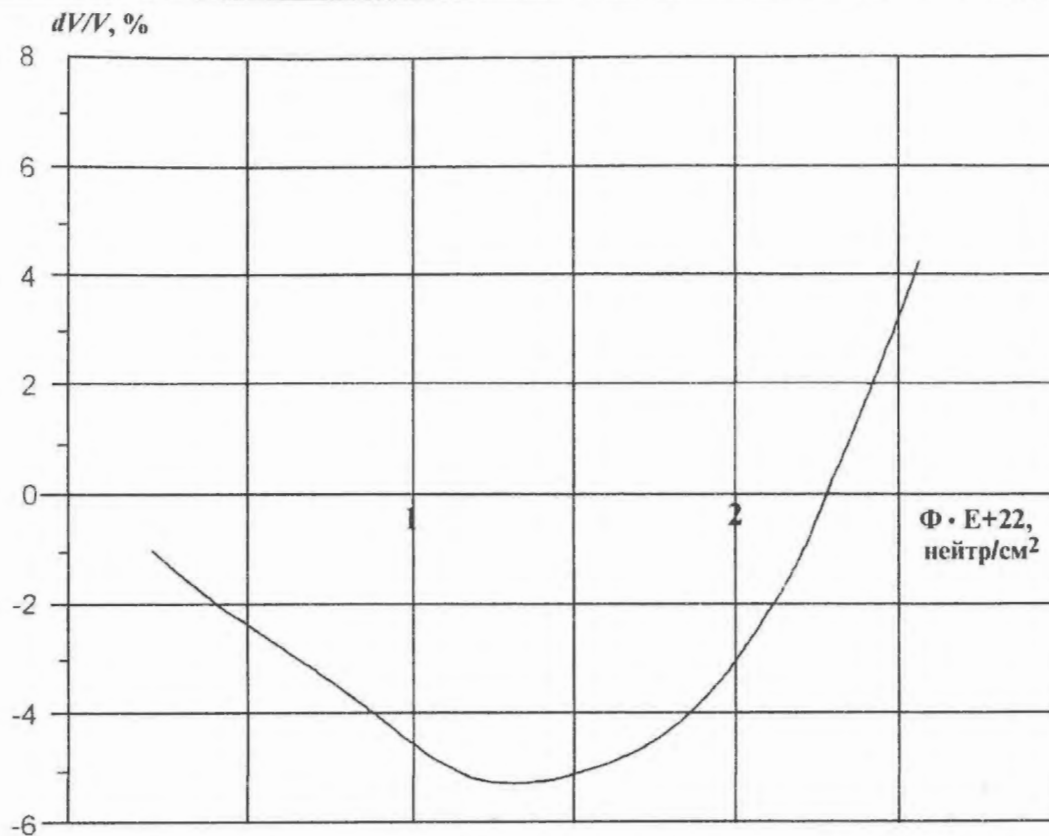


Рис. 1. Зависимость изменения свойств стандартного реакторного графита (ГР-280) от флюенса нейтронов при температуре, характерной для работы кладки в РБМК-1000 ($T_{\text{обл}} = 500 - 600^\circ\text{C}$)

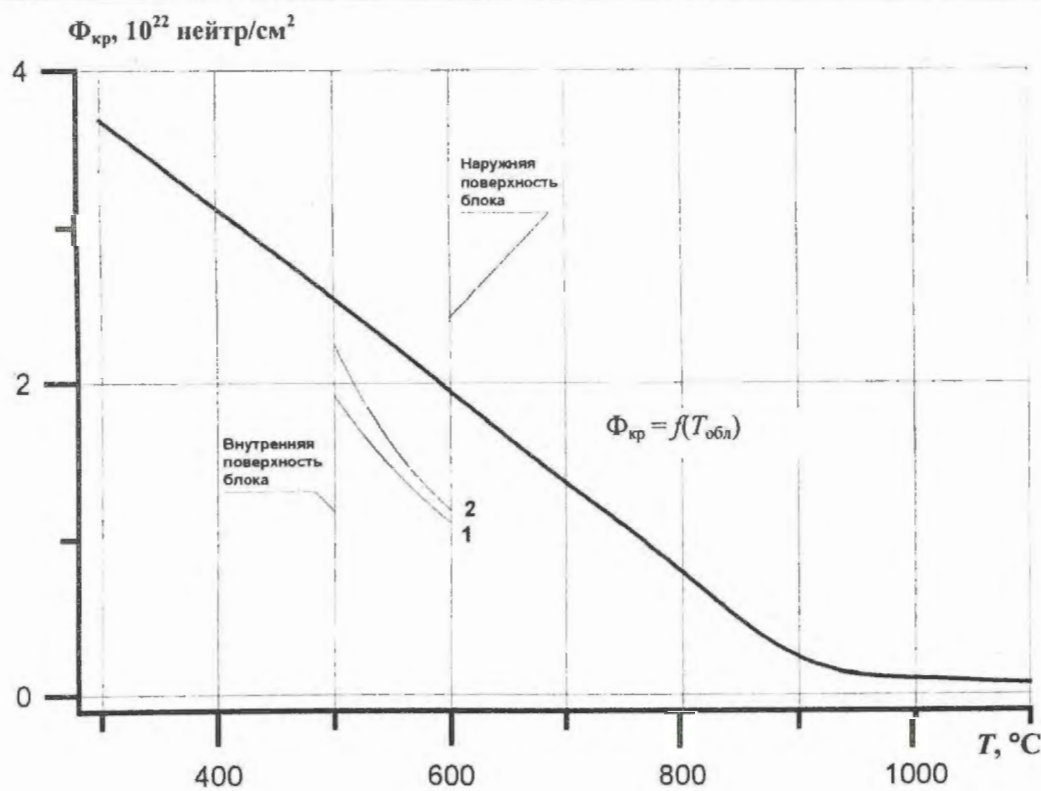


Рис. 2. Зависимость критического флюенса нейтронов для реакторного графита от температуры облучения: условия работы максимально напряженного блока РБМК-1000 за 30 лет эксплуатации (КИМ = 0,8) при средней мощности канала 2 МВт (1) и 2,3 МВт (2)

механических свойств для заключения об обеспечении графитовой конструкцией ресурса работы реактора. Для графитовых блоков кладки реакторов типа РБМК-1000 ресурсный флюенс (средний по блоку) составляет $1,6 \cdot 10^{22}$ нейтр/см².

Теоретические проработки и экспериментальные исследования [1] показали, что в качестве предельного критерия радиационной стойкости для графита как конструкционного материала необходимо использовать критерий критического флюенса нейтронного облучения, определяемого из радиационного формоизменения образцов графита, когда после стадии усадки объем образцов графита достигает своего первоначального значения. При этом формальным условием сохранения работоспособности графита будет $\Phi_{\text{рес}} < \Phi_{\text{кр}}$ [1, 2]. Однако разрушение изделий из графита может наступить и при флюенсе нейтронов меньше критического. Работоспособность графита в этих условиях будет определяться его трещиностойкостью. В качестве критерия гарантированной работоспособности графитовых изделий принимается условие допустимости проникновения радиальной трещины на глубину, не превышающую 80% толщины (стенки) графитовой кладки.

2. Исследование спектров и абсолютных потоков нейтронов в ТК реактора

2.1 Расчет спектров и абсолютных потоков нейтронов

В 1991 и 1997 гг. на Ленинградской АЭС в реакторах I-IV блоков проведены измерения абсолютных потоков и спектров нейтронов методом активационного анализа. Экспериментальные результаты сравнивались с расчетными с целью проверки расчетных программ для их использования в расчетах абсолютных потоков и спектров нейтронов в областях реакторов, недоступных для экспериментов.

В результате в 1991 г. получены расчетно-экспериментальные значения абсолютных потоков и спектров нейтронов в топливных ячейках реакторов при различных выгораниях и обогащениях топлива по изотопу U-235, которые широко использовались ОРТ ЛАЭС для обоснования внедряемых радиационных технологий [3].

С 1996 г. на Ленинградской АЭС начат перевод реакторов на топливо с обогащением 2,4...3,0% по изотопу U-235 с выгорающим поглотителем (Er). Результаты проводимых работ были необходимы для определения различных аспектов, влияющих на распределение потоков нейтронов в реакторах с уран-эрбиевым топливом, и внесения необходимых корректив в технологию облучения и накоп-

Работоспособность кладки при достижении $\Phi_{\text{кр}}$ может продолжаться, если не произойдет разрушение от внутренних напряжений, вызванных неоднородностями полей температуры и поля нейтронов или от взаимодействия с каналом. В этом случае работоспособность будет определяться достижением состояния, когда произойдет полная деградация свойств, при которой графит потеряет свойства конструкционного материала, или будет достигнута деформация (распухание) графита, при которой безопасная эксплуатация реактора будет невозможна.

Таким образом, ресурс кладки РБМК-1000 с учетом возможности работы за $\Phi_{\text{кр}}$ можно продлить за проектный (если сохранить блоки неразрушенными).

Графитовый блок РБМК-1000 в зоне максимума энерговыделения технологического канала средней мощностью 2 МВт может сохранять работоспособность до 35 – 40 лет. Основным фактором, который может ограничить работоспособность кладки, является чрезмерное радиационное распухание. Ресурс по критерию распухания кладки в целом будет определяться средней мощностью канала.

ления радионуклидов в РБМК. Проведенные расчетно-экспериментальные исследования абсолютных потоков и спектров нейтронов показали, что все изменения указанных характеристик, связанные с выгоранием горючего, обогащением, введением Ер-поглотителя, температурой и т.д., лежат в тепловой и эпитепловой частях спектра. Быстрая часть спектра нейтронов, используемая для определения радиационных повреждений в реакторе, является величиной более консервативной, и поэтому в пределах ошибок измерений и расчетов ее можно считать постоянной. По этой причине ниже приводятся краткое описание методов расчета и экспериментов и лишь часть полученной ранее обширной информации об абсолютных потоках и спектрах нейтронов, которая использовалась для определения ресурса графитовой кладки.

Для расчетной оценки деформации графита под действием нейтронного облучения нужно выделить из общего флюенса вклад быстрых нейтронов с энергией более 0,18 МэВ, соответствующих группам 1÷7 26-группового разбиения энергетической шкалы в системе констант БНАБ. Расчеты выполнялись методом Монте-Карло по комплексу программ ММКФК-2 [4, 5] на IBM PC.

Перенос нейтронов в эпитепловой области энергий моделировался в подгрупповом приближении на основе 26-групповых констант БНАБ-78,85 [6]. Термализация нейтронов при энергии ниже 1 эВ моделировалась в 40-групповом приближении на основе физического модуля МО-ФИТТГ из версии 2.0 пакета программ MSU [7]. При этом использовалась библиотека 40-групповых констант ТЕПКОН-85, полученная приведением библиотеки ТЕПКОН-90 из MSU 2.0 в соответствие с константами БНАБ-78,85.

Для получения зависимости распределения потока в графите от положения топливной ячейки относительно органов регулирования и максимума потока нейтронов в графите кладки рассматривалась расчетная модель поля ячейки 4x4 с граничными условиями периодичности на боковых гранях и отражением снизу и сверху. Карта поля ячейки приведена на рис. 3.

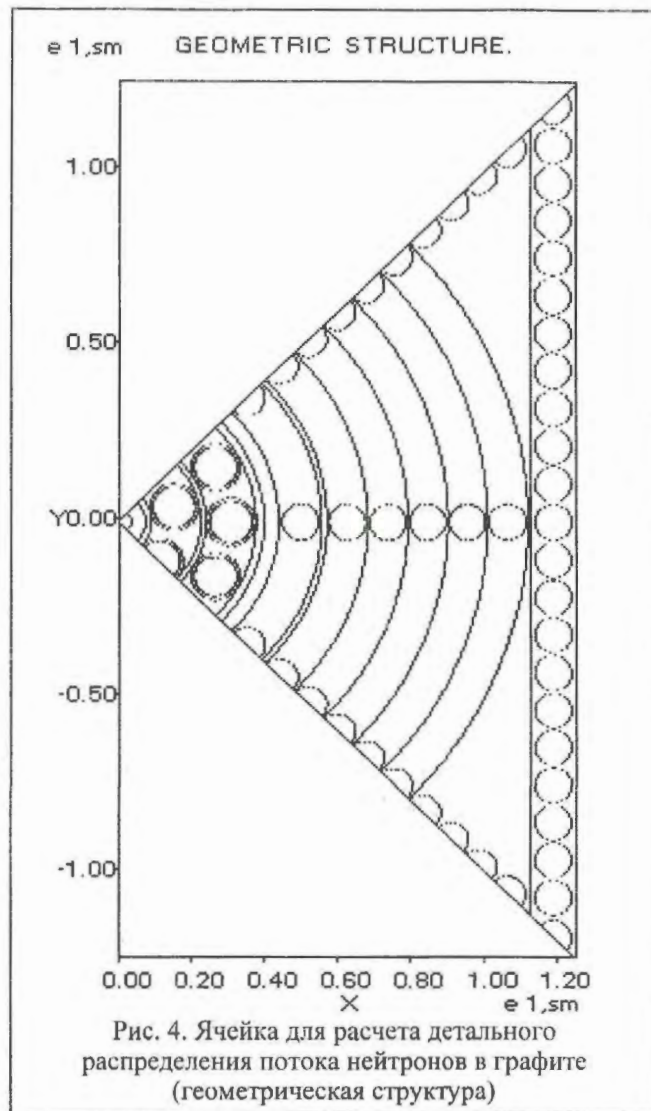
49 1	49 2	49 1	49 2
49 3	49 1	ОР	49 1
49 1	49 2	49 1	49 2
ОР	49 1	49 3	49 1

Рис. 3. Карта поля ячейки:

49 – ТВС типа 49; номер 1, 2 или 3 обозначает регистрационный тип ячейки (канала); ОР – орган регулирования

Для получения детального распределения потока нейтронов в графите топливной ячейки рассматривалась ячейка с одной ТВС типа 49 и граничными условиями отражения. В ней выделялись цилиндрические зоны регистрации, расположенные от центра по нормали к грани, по диагонали и вдоль границы ячейки. Более подробно геометрическая и регистрационная разбивка ячейки показана на рис. 4.

Понятно, что из-за отсутствия стока тепловых нейтронов в каналы СУЗ спектр в одной ячейке и ее $K_{эф}$ отличаются от спектра и $K_{эф}$ поля ячейки с одинаковыми ТК. Однако распределение потока по площади ячейки можно считать слабо зависящим от ее положения в поля ячейке, по крайней мере, для ячеек типа 3, а также для интересующего нас в первую очередь потока быстрых нейтронов во всех ячейках.



Конструкция ТВС моделировалась точно за исключением дистанционирующих решеток. В качестве топлива рассматривались:

- 1) свежее топливо из двуокиси урана с обогащением 2,4% по U-235 (U, свежее);
- 2) свежее топливо из двуокиси урана с обогащением 2,6% по U-235 и добавкой 0,41% весовых Er_2O_3 (U + Er, свежее);
- 3) выгоревшее топливо из двуокиси урана с обогащением 2,6% по U-235 и добавкой 0,41% весовых Er_2O_3 (глубина выгорания 20 МВтсут/кгU) (U + Er, выгоревшее).

В качестве теплоносителя моделировалась пароводяная смесь с весовым паросодержанием 14,5% при температуре 558 К. Температура графита принималась равной 773 К. В каждом из вариантов расчета все ТВС в поля ячейке имели одинаковый состав.

Канал ОР моделировался каналом СУЗ диаметром 96 мм, заполненным водой с добавкой эффективного количества В-10 для вывода в критику моделей поля ячейки со свежим топливом. Вариант с выгоревшим эрбиевым топливом рассчиты-

вался без добавки бора в каналы СУЗ, а плотность воды в них задавалась 0,85 для вывода модели полячейки в критику.

Составы топливных зон моделей приведены в табл.1. Состав выгоревшего уран-эрбиевого топлива дан для выгорания 20 МВтсут/кгU. Выгорание рассчитывалось по программе WIMS-ABBN (версия V9.002, 1998 г.). В результате получены измененные концентрации 54-х нуклидов, из которых для расчета по ММКФК-2 выбраны наиболее весомые.

Таблица 1. Составы топливных зон расчетных моделей

Обозначение нуклида	U, свежее	U+Eр, свежее	U+Eр, выгор.
U-235	0,46400E-3	0,60023E-3	0,22435E-3
U-238	0,22736E-1	0,22485E-1	0,22260E-1
O	0,46400E-1	0,46372E-1	0,46372E-1
Eр-162		1,87626E-7	1,87626E-7
Eр-164		2,12594E-6	2,12594E-6
Eр-166		4,48800E-5	4,19950E-5
Eр-167		3,06540E-5	1,99170E-6
Eр-168		3,60521E-5	3,60521E-5
Eр-170		1,95888E-5	0,95888E-5
U-236			0,60383E-4
Pu-239			0,56678E-4
Pu-240			0,31115E-4
Pu-241			0,99109E-5
Pu-242			0,31466E-5
Rh (естеств. смесь)			0,12362E-4
Xe-135			0,48273E-8
Sm-151			0,25378E-6
Осколки деления U-235 за исключением Xe и Sm			0,13373E-3

Результаты расчетов показали, что при фиксированной мощности канала средний поток и доля быстрых нейтронов в графите слабо зависят от состава свежего топлива и места расположения канала в полячейке, но существенно меняются в результате выгорания. То же самое можно сказать о потоке быстрых нейтронов в центре каналов, который слабо зависит от состава свежего топлива, но существенно зависит от положения канала в полячейке и от выгорания.

Результаты расчетов также показывают, что пространственное распределение потока в ячейке практически не зависит от состава топлива. Распределения интегральных потоков нейтронов по трем направлениям в ячейке представлены на рис. 5 и 6.

На рис. 5 и 6 по оси X – расстояние от центра

Результаты расчетов полячек приведены к средней мощности в полячке $\langle N \rangle = 2,1$ МВт на канал и к мощности каждого канала $N = 2,1$ МВт. Потоки нейтронов даны в плоскости максимума распределения энерговыделения по высоте реактора с коэффициентом неравномерности $K_2 = 1,2$. Поэтому при сравнении с экспериментом учитывалась высота расположения детекторов. Стандартная статистическая погрешность в групповых потоках не более 0,5%, в интегральных потоках и в мощности каналов – не более 0,1%.

ячейки в см. Кривая 1 – распределение от центра по X или Y по нормали к границе ячейки. Кривая 2 ($X = Y$) – распределение по диагонали ячейки в зависимости от заданных координат X, Y. Кривая 2(R) – те же распределения, но в зависимости от расстояния R от центра ячейки. Кривая 3 – распределение вдоль границы ячейки от оси X или Y в направлении на угол ячейки.

Кроме того, рассчитан интегральный поток нейтронов в канале СУЗ полячейки с эрбиевым топливом (табл. 2).

Интегральные потоки быстрых нейтронов в полячке с каналом СУЗ при $N = 2,1$ МВт позволяют сравнить их с соответствующими потоками нейтронов в полячке с топливом (U + Er) при выгорании 20 МВтсут/кгU и учесть при расчете ресурса графитовой кладки.

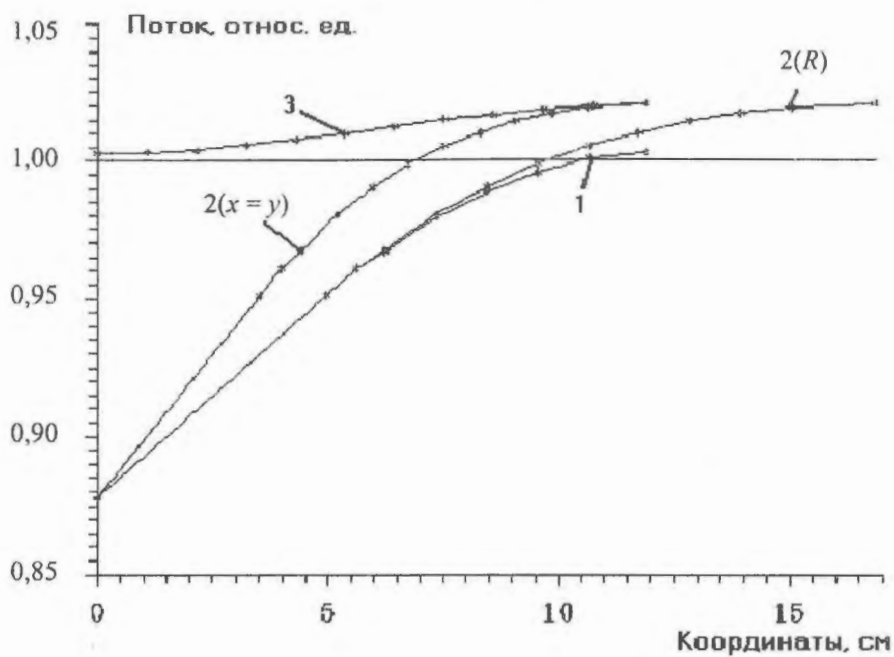


Рис. 5. Распределение полного потока нейтронов по разным направлениям в ячейке

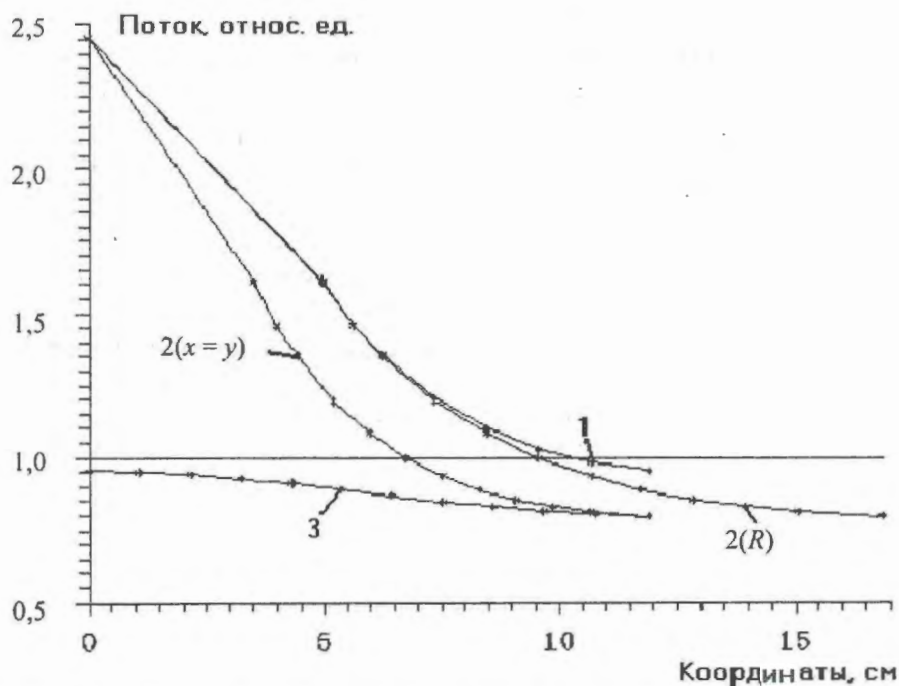


Рис. 6. Распределение потока быстрых нейтронов по разным направлениям в ячейке

Таблица 2. Интегральный поток нейтронов в канале СУЗ при средней мощности ТВС 2,1 МВт ($U+Eg$, 20 МВтсут/кгU) в полячейке 4x4

Характеристика потока, нейтр/см ² ·с	Характеристика расчетных зон полячейки			
	Вода $\gamma = 0,85$	Zr + 2% Nb	Графитовые втулки	Графитовая кладка
Полный	1,5804 E+14	1,5316 E+14	1,5709 E+14	1,7077 E+14
Быстрый	4,8637 E+12	6,9741 E+12	7,6467 E+12	1,0770 E+13

2.2. Экспериментальные исследования абсолютных потоков и спектров нейтронов

Экспериментальные исследования абсолютных потоков нейтронов проводились в соответствии с методикой, разработанной сотрудниками ФЭИ и ЛАЭС специально для исследования каналов РБМК. В измерениях использованы предварительно откалиброванные фольги из специализированных наборов, которые характеризуют абсолютные значения потоков нейтронов в различных частях спектра.

Фольги размещались в капсулах из алюминия марки АД-1. Размеры фольг и капсул подобраны таким образом, чтобы была возможность быстро поместить фольги на глубину более 11 м при диаметре канала ~ 8 мм.

Большинство фольг сдублировано для улучшения статистики при обработке результатов измерений и для исключения потери информации при случайном выпадении фольг в процессе их облучения. Золотые и алюминиевые фольги установлены по краям и центру капсулы для учета искажения поля нейтронов в тепловой и быстрой частях спектра по высоте капсулы. Капсулы с детекторами помещались в активную зону реактора на заданную высоту. Размещение капсул в активной зоне осуществлялось с помощью подвески, состоящей из нихромовой проволоки, располагаемой в отражателе реактора, и алюминиевых колен марки АД-1 диаметром 3 мм и длиной 1000 мм, соединенных между собой нихромовой проволокой и располагаемых в активной зоне реактора.

Так как спектр нейтронов формируется, в основном, окружением на толщине, равной 4 – 5 транспортным пробегам нейтронов, то для каждой точки измерения необходимо знать состав первого ряда ТВС, состав и положение поглотителей, органов СУЗ, абсолютное значение температур, состояние теплоносителя, энерговыработку ТВС.

Для получения энергетического спектра нейтронов в спецканалах в диапазоне 0,0001 эВ – 20 МэВ измерены абсолютные значения скорости 15-ти ядерных реакций:

- (n, α) на ^{27}Al ;
- (n, p) на ^{58}Ni , ^{24}Mg , ^{54}Fe , ^{56}Fe ;
- (n, γ) на ^{55}Mn , ^{115}In , ^{197}Au , ^{139}La , ^{59}Co , ^{58}Fe , ^{69}Cu , ^{45}Sc , ^{176}Lu ;
- (n, n) на ^{115}In .

Активности облученных в ТВС детекторов измерялись с помощью гамма-спектрометра на базе ПЭВМ IBM PC.

Для регистрации гамма-квантов использовался полупроводниковый Ge(Li) детектор коаксиально-

го типа. Абсолютная калибровка спектрометра по эффективности полного поглощения гамма-квантов в зависимости от энергии излучения осуществлялась с помощью стандартных источников из набора ОСГИ.

Для восстановления энергетических спектров нейтронов по измеренным значениям скоростей ядерных реакций использовалась программа STAYSFL [8], в которой, как и в ее оригинальной версии, лежит байесовский подход к решению задачи. Программа STAYSFL позволяет восстанавливать спектр нейтронов в 200-ых энергетических группах. Число используемых детекторов (данных по скоростям реакций) может достигать 30.

Для восстановления спектров нейтронов в исследуемых точках реактора 2-го блока ЛАЭС в программу STAYSFL вводились измеренные значения скоростей ядерных реакций, 75-групповые данные по сечениям реакций и исходное приближение спектра нейтронов в каждой точке. Для каждого из перечисленных наборов входных данных задавались соответствующие им погрешности и корреляционные матрицы.

В качестве априорных спектров задавались максимально адекватные для исследуемых точек реактора 2-го блока ЛАЭС данные по спектрам, полученным из расчета по программе ММКФК-2.

Экспериментальные данные по спектрам нейтронов в каналах реактора 2-го блока ЛАЭС показали, что *высокоэнергетическая компонента 0,1 ÷ 20 МэВ у всех спектров нейтронов практически одинакова по форме*. В области замедления все измеренные спектры имеют распределения, близкие к спектру Ферми. Измеренные и расчетные спектры нейтронов в быстрой части хорошо согласуются между собой.

Сравнения расчетных и экспериментальных результатов, приведенных в данной работе и в [9], показали хорошее согласие. В качестве примера на рис. 7 приводится спектр нейтронов в ТК 34-32 реактора 2-го блока ЛАЭС на высоте 1,901 м от верха активной зоны, восстановленный по скоростям ядерных реакций.

Потоки быстрых нейтронов в центре канала и в графите с точностью около 1% можно считать независящими от положения канала в полиячейке, если они отнесены к одинаковой мощности канала. Поток быстрых нейтронов в центре канала зависит от вида топлива и его выгорания. Полный поток в центре канала и поток в графите одинаковы при свежем U и U+Eg топливе (с рассмотренными обогащениями), но заметно отличаются при выгоревшем топливе.

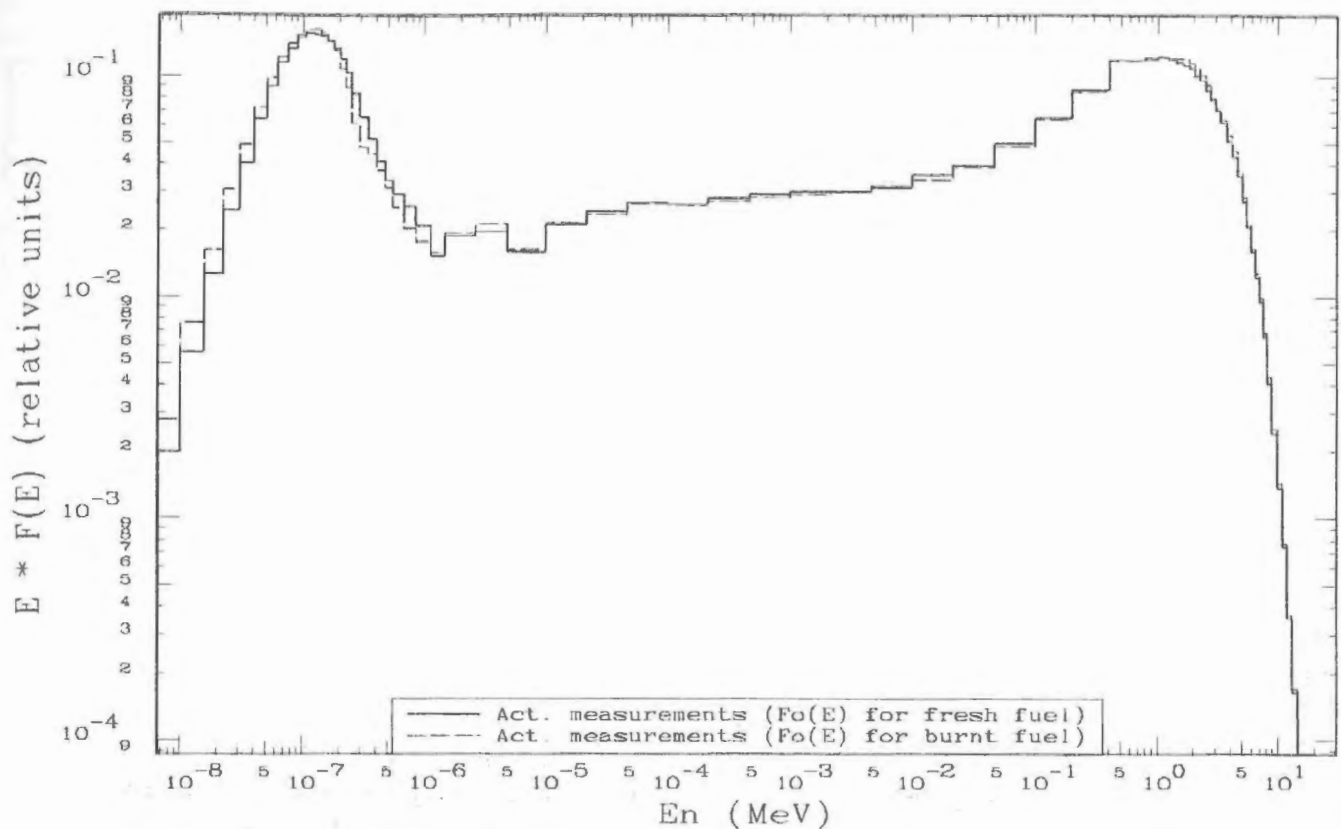


Рис. 7. Сравнение расчетного и измеренного спектров нейтронов в топливном канале 34-32 реактора 2-го блока ЛАЭС на расстоянии 1,901 м от верха активной зоны

3. Определение критического времени эксплуатации графита

В работе [1] описывается понятие критического флюенса быстрых нейтронов $\Phi_{кр}$, предложенное в РНЦ "КИ": это флюенс, при котором объем материала после радиационной усадки и последующего распухания приходит к исходному значению. Из рис. 2 видно, что $\Phi_{кр} = 2,23 \cdot 10^{22}$ нейтр/см² для графита ГР-280 при $T_{обл} = 500 - 600^\circ\text{C}$. При увеличении температуры $\Phi_{кр}$ уменьшается.

Для оценки минимального времени достижения $\Phi_{кр}$ быстрых нейтронов возьмем из результатов расчета максимальные значения потока быстрых нейтронов Ff в графите вокруг ЭТВС при мощности 2,1 МВт: $1,92 \cdot 10^{13}$ для свежей и $2,25 \cdot 10^{13}$ нейтр/(см²·с) для выгоревшей. Среднее значение за кампанию ЭТВС $\langle Ff \rangle = 2,085 \cdot 10^{13}$.

С учетом неравномерности потока по кладке максимальный поток на границе кладки с втулкой будет равен: $Ff\text{-max} = \langle Ff \rangle \cdot 1,4551 = 3,034 \cdot 10^{13}$ нейтр/(см²·с).

Критический флюенс на границе кладки с втулкой будет достигнут за время $T_{кр} = \Phi_{кр} / Ff\text{-max} = 8500$ эфф. суток.

Для оценки флюенса, набранного на настоящей момент графитовой кладкой, необходимо знать количество эффективных суток, отработанных реакторами к настоящему моменту:

- I блок – 6629 эфф. суток на 11.04.01 г.;
- II блок – 6451 эфф. суток на 11.04.01 г.;
- III блок – 5332 эфф. суток на 11.04.01 г.;
- IV блок – 5143 эфф. суток на 30.06.98 г.

В табл. 3 представлены флюенсы нейтронов, набранные графитом различных блоков ЛАЭС. Потоки быстрых нейтронов за кампанию в графите для ЭТВС при мощности 2,1 МВт следующие: $\langle Ff \rangle = 2,085 \cdot 10^{13}$ нейтр/(см²·с); $Ff\text{-max} = \langle Ff \rangle \cdot 1,4551 = 3,034 \cdot 10^{13}$ нейтр/(см²·с); $Ff\text{-min} = \langle Ff \rangle \cdot 0,79671 = 1,661 \cdot 10^{13}$ нейтр/(см²·с).

Т а б л и ц а 3. Флюенсы нейтронов, набранные графитом РБМК на 11.04.2001 г. при средней мощности 2,1 МВт на канал

Номер блока	Энерговыработка блоков, МВтсут	Флюенс нейтронов, нейтр/см ²		
		Средний по графитовому блоку $\times 10^{22}$	Максим. по графитовому блоку $\times 10^{22}$	Миним. по графитовому блоку $\times 10^{22}$
I блок	6629	1,194	1,738	0,951
II блок	6451	1,162	1,691	0,926
III блок	5332	0,961	1,398	0,765
IV блок	5143	0,927	1,348	0,738

Заклучение

На основании анализа расчетно-экспериментальных данных получено, что в энергетической области спектра с $E_n \geq 0,18$ МэВ, используемой для определения ресурса графитовой кладки, распределение потока нейтронов в пределах ошибок расчетов и экспериментов в процессе эксплуатации реактора не изменяется, а изменяется только абсолютное значение потока.

На основании полученных данных и сведений об энерговыработке РБМК-1000 ЛАЭС за все время их эксплуатации определены значения флюенса потока быстрых нейтронов ($E \geq 0,18$ МэВ). В наиболее напряженной области графитовой кладки, примыкающей к ТВС, флюенс быстрых нейтронов имеет значение на 01.04.2001 г. $\sim 1,738 \cdot 10^{22}$ нейтр/см² при средней мощности 2,1 МВт/канал.

В ячейках, прилегающих к боковому отражателю, из-за утечки быстрых нейтронов в отражатель флюенс примерно на 40% ниже, чем в центральных ячейках [3]. Аналогичный эффект имеет место в осевом направлении в слоях активной зоны, прилегающих к торцевым отражателям.

В ячейках СУЗ величина флюенса быстрых нейтронов ниже его значения для соседних ячеек с ТВС.

В качестве критерия для определения ресурса графитовой кладки использованы данные работ [1, 10, 11], что при достижении флюенса быстрых нейтронов $\Phi_{кр} \sim 2,23 \cdot 10^{22}$ нейтр/см² происходит резкое ухудшение физико-механических свойств графита: прочности и теплопроводности. Эти изменения быстро прогрессируют, приводя в итоге к полной деградации свойств и деструкции материала.

Для достижения флюенса быстрых нейтронов $\Phi_{кр} \sim 2,23 \cdot 10^{22}$ нейтр/см² в самых напряженных точках графитовых блоков возможна работа реактора I энергоблока после 11.04.2001 г. в течение ~ 2000 эфф. суток. Так как максимальный поток быстрых нейтронов приходится на графитовые втулки в центральной части активной зоны, то при их замене возможна работа реактора еще ~ 900 эфф. суток. В принципе, в дальнейшем, после достижения

$\Phi_{кр} \sim 2,23 \cdot 10^{22}$ нейтр/см² ухудшение свойств графитовой кладки не сопряжено с ухудшением состояния ядерной безопасности реакторной установки, а может только в крайнем случае разрушения в некотором столбе проявиться в виде технологических трудностей при осуществлении перегрузки ТК на остановленном реакторе. Кроме того, в периферийных столбах графита и особенно в отражателях значение флюенса существенно ниже, чем в центральной области. Поэтому часть активной зоны с большим флюенсом окружена со всех сторон графитом с пониженным значением флюенса. Этот графит имеет существенно больший невыработанный запас прочности и тем самым способствует сохранению целостности кладки.

Определенную стабилизирующую роль в устойчивости графитовой кладки вносят каналы СУЗ. Меньший, чем в соседних ТВС, набранный флюенс быстрых нейтронов обеспечивает гарантированную возможность свободного перемещения поглощающих стержней по высоте активной зоны, что гарантирует ядерную безопасность реактора даже при ухудшенных прочностных свойствах графитовой кладки.

Для других энергоблоков ЛАЭС ситуация менее критична в отношении графита в связи с меньшим временем эксплуатации ядерных реакторов.

Полученные прогнозные результаты, естественно, несут в себе расчетную и экспериментальную погрешность, связанную прежде всего с определением критического значения флюенса, которое может зависеть от условий работы графитовой кладки. Поэтому необходимо отслеживать характеристики графитовой кладки в процессе практической эксплуатации реактора путем осмотра поверхности каналов и исследования характеристик на образцах проб графита.

Приведенный в данной работе неразрушающий метод определения ресурса графитовой кладки может с успехом использоваться для определения ресурса любого конструкционного материала активной зоны реактора с известным критическим флюенсом нейтронов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Белянин Л.А., Лебедев В.И., Гарусов Ю.В. и др.* Безопасность АЭС с канальными реакторами. Реконструкция активной зоны. – М.: Энергоиздат, 1997.
2. *НГР-01-85.* Нормы расчета на прочность типовых узлов и деталей из графита уран-графитовых канальных реакторов.
3. *Золотарев К.И., Николаев С.А., Сомов И.Е., Шевченко В.Г.* Результаты измерения энергетических спектров нейтронов в каналах реактора РБМК Ленинградской АЭС. – М.: Радтех-Евразия, 1994.
4. *Полевой В.Б., Леонтьев В.В., Овчинников А.В. и др.* Базовый пакет программ комплекса ММКФК-2 для решения методом Монте-Карло задач переноса нейтронов в физике реакторов (ММКФК-2-BASE). ОФАП ЯР, № 00371. – М.: 1996.
5. *Полевой В.Б., Тарасова О.Б.* Комплекс программ ММКФК-2 для решения задач переноса нейтронов и гамма-квантов в физике реакторов: состояние и перспективы развития. // Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов. – Сб. трудов семинара "Нейтроника-98", Обнинск, 28-30 октября 1998 г., ФЭИ. – Обнинск, 1999. С. 128 – 131.
6. *Абагян Л.П., Базаянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Групповые константы для расчета реакторов и защиты. – М.: Энергоатомиздат, 1981.
7. *Абагян Л.П., Глушков А.Е., Гомин Е.А. и др.* Программа MCU-3 для расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов. Том 3. Общее описание и алгоритмы. Часть 1. Физический модуль.: Препринт ИАЭ-5736/5. – Москва, 1994.
8. *Perey F.G.* Least-squares Dosimetry Unfolding: The Program STAY'SL. Report ORNL/TM-6062 (ENDF-254), 1977.
9. *Сомов И.Е., Николаев С.А., Шевченко В.Г. и др.* Исследование спектров и абсолютных потоков нейтронов в ТВС с урановым и уран-эрбиевым топливом. – Отчет ЛАЭС, инв. № 4396.01 по учету ЛАЭС. – Сосновый Бор, 1997.
10. *Вяткин С.Е., Деев А.Н., Нагорный В.Г. и др.* Ядерный графит. – М.: Атомиздат, 1967.
11. *Долежалъ Н.А., Емельянов И.Я.* Канальный ядерный энергетический реактор. – М.: Атомиздат, 1980.

Статья поступила в редакцию 24 октября 2002 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 3, с. 53 – 63.

УДК 621.039

Компьютерная технология *SimPort*TM: опыт внедрения

В.А. Данилов, А.Д. Зенков, С.Д. Малкин, А.О. Масанов, И.Д. Ракитин, Д.И. Янушевич,
РНЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Изложен опыт практического использования и внедрения разработанной в РНЦ "КИ" компьютерной технологии математического моделирования *SimPort*TM в создание моделирующих систем различного назначения, включая тренажерные, для российских и зарубежных объектов тепловой и ядерной энергетики. Кратко рассмотрены основные особенности технологии *SimPort*TM и ее базовые составляющие. Выделены основные особенности реализованных на базе технологии *SimPort*TM проектов, свидетельствующие о правильности выбранной концепции и основных технических решений и позволяющие реализовать практически полный спектр возможных моделирующих систем для технологического производства.

THE *SimPort* STATE-OF-THE-ART COMPUTER TECHNOLOGY: APPLICATION EXPERIENCE. V.A. DANILOV, A.D. ZENKOV, S.D. MALKIN, A.O. MASANOV, I.D. RAKITIN, D.I. YANUSHEVICH. This paper describes an experience of the Kurchatov Institute's *SimPort*TM computer simulation technology application in the field of development of various types simulation systems (including training simulators) for Russian and foreign fossil and nuclear power plants. The *SimPort*TM basic features and components are presented briefly. The paper also presents the *SimPort*TM-based-projects' main features, which demonstrate and prove the *SimPort*TM basic conception and solutions propriety and the technology talent to be a base of full range of different technology plants simulation systems.

Технология *SimPort*TM [1 – 5] является Windows (NT, 2000)-версией разработанной в РНЦ "КИ" компьютерной технологии АИС [6 – 8], предназначенной для создания моделирующих систем различного класса и назначения, включая тренажеры, анализаторы безопасности и моделирующие комплексы для объектов тепловой и ядерной энергетики.

К числу основных характеристик и отличительных черт технологии в плане создания интегральных расчетных кодов и моделирующих комплексов можно отнести следующие.

- Представление моделируемых систем в виде формальных структур, состоящих из связанных между собой объектов различных *типов*, являющихся материалом построения компьютерного образа моделируемой системы.
- Поддержка преемственности разработок за счет библиотеки прикладных инструментов технологии [2 – 4].
- Предоставление расширенного за счет специальных конструкций языка C, облегчающего доступ к *типам* и автоматизирующего разработку прикладных инструментов технологии.
- Обеспечение режима графического программирования, т.е. разработка сложных математических моделей и расчетных кодов в режиме рисо-

вания на экране дисплея в среде специального графоаналитического редактора.

- Обеспечение режима NON-STOP разработки и корректировки математических моделей непосредственно в режиме моделирования или расчета без его остановки.
 - Обеспечение параллельности выполнения работ при создании сложной математической модели.
 - Обеспечение автоматизированной интеграция математических моделей технологических систем и создание комплексной модели объекта.
 - Открытость технологии:
 - обеспечение интеграции созданных в среде технологии моделей с таковыми, разработанными вне технологии и портированными в нее;
 - обеспечение режима работы с внешними по отношению к технологии кодами, обмен данными с которыми осуществляется по стандартным и специальным протоколам.
 - Обеспечение практически всех известных способов визуализации результатов моделирования и данных о модели.
 - Предоставление *станции инструктора* как неотъемлемой составной части созданных на базе технологии тренажерных систем.
- Базисные составляющие технологии, которые обеспечивают достижение указанных выше

свойств и характеристик, можно определить следующим образом.

- *Engineering Station* – платформа для разработки проекта на базе технологии, обеспечивающая в том числе построение и интеграцию математических моделей, а также представление результатов моделирования, и включающая в себя *графоаналитический редактор* разработки моделей технологических систем.

- Библиотека *SimPort*TM-приложений, обеспечивающая автоматизацию технологических систем и процессов объекта моделирования.

- *Type Builder* – инструмент для определения типов объектов моделирования *SimPort*TM-приложений.

- *Task Builder* – инструмент разработки кодов *SimPort*TM-приложений.

- *Data Base Server* – инструмент обеспечения доступа к информации, содержащейся в базе данных разрабатываемого на базе технологии проекта.

*SimPort*TM-приложения [2 – 4] подчинены общей объектно-ориентированной идеологии.

- Представление объекта моделирования в виде формальной структуры, состоящей из связанных между собой объектов различных типов.

- Гибкая топология как свойство расчетного кода *SimPort*TM-приложения.

Библиотека *SimPort*TM-приложений включает в себя инструменты моделирования:

- динамики теплогидравлических сетей с пароводяным (KOBRA [9]) и газовым (GAS-NET) теплоносителями;

- механики турбоагрегатов;

- тепловых процессов при сгорании топлива в энергетических паровых котлах;

- процессов генерации, распределения и потребления электроэнергии в электрической части энергоблока;

- систем управления, включая АСУ ТП;

- типовых датчиков измерительной аппаратуры;

- интерфейса между панелями БЩУ и моделью объекта;

- средств человеко-машинного интерфейса.

Широкомасштабному внедрению технологии *SimPort*TM предшествовали, на наш взгляд, весьма значительные разработки. В первую очередь следует упомянуть два программных комплекса – это разработанные в РНЦ “КИ” в 1988 г. комплекс STEPAN/KOBRA [10 – 12] и в 1992 г. совместно с РФЯЦ ВНИИЭФ комплекс READY [13, 14], предназначенные для исследований динамики ЯЭУ с реакторами, соответственно, типа РБМК и типа ВВЭР. Это по-настоящему интегрированные программные продукты для выполнения связанных нейтронно-теплогидравлических расчетов. В наибольшей степени внедренным в исследования динамики и анализ безопасности является комплекс STEPAN/KOBRA. Убедительными показателями этого являются результаты исследований аварии на 4-ом энергоблоке ЧАЭС и использование кода как физико-математической основы Комплексной Тренировочной Системы Ленинградской АЭС.

Главными составляющими Системы являются разработанные в 1993 – 1996 гг. полномасштабный (ПМТ) и аналитический тренажеры для 2-ой очереди ЛАЭС [15 – 17] (рис. 1) и ПМТ для 1-ой очереди станции, создание которого завершается в 2002 г. Из особенностей этих разработок следует прежде всего выделить две: во-первых – это уровень математических моделей и расчетных кодов, позволяющих воспроизводить эксплуатационные режимы, проектные и, что, пожалуй, впервые в мировой практике, тяжелые запроектные аварии, и во-вторых – это объем моделирования. ПМТ 2-ой очереди ЛАЭС до сих пор является крупнейшим в мире по общепринятому и считающемуся наиболее объективным в тренажеростроении показателю – числу параметров ввода-вывода. Их в этом тренажере более 27-ми тысяч. Работа выполнялась и выполняется в кооперации с американской компанией GSE Systems и российскими партнерами – ЛАЭС, заводом “Электропулт” и Главным конструктором РБМК – НИКИЭТ.



Рис. 1. Внешний вид полномасштабного тренажера 2-ой очереди ЛАЭС

1. Разработка полномасштабных тренажеров

Рассматриваемые в данном и последующем разделах разработки совпадают по времени с кризисным и посткризисным этапами жизни российского общества, что в значительной степени явилось причиной широкомасштабного внедрения технологии *SimPort™* за рубежом.

В 1997 – 2000 гг. разработаны три дисплейных ПМТ для тепловых энергоблоков: в 1997 –

1988 гг. – для энергоблоков мощностью 750 и 200 Мвт станций *Sherco* и *Armstrong* (США) (рис. 2), соответственно, и в 1999 – 2000 гг. – для энергоблока мощностью 350 Мвт станции *Arnot* (ЮАР).

Каковы особенности этих разработок, которые позволяют оценить эффективность технологии *SimPort™*, что для нас особенно важно?

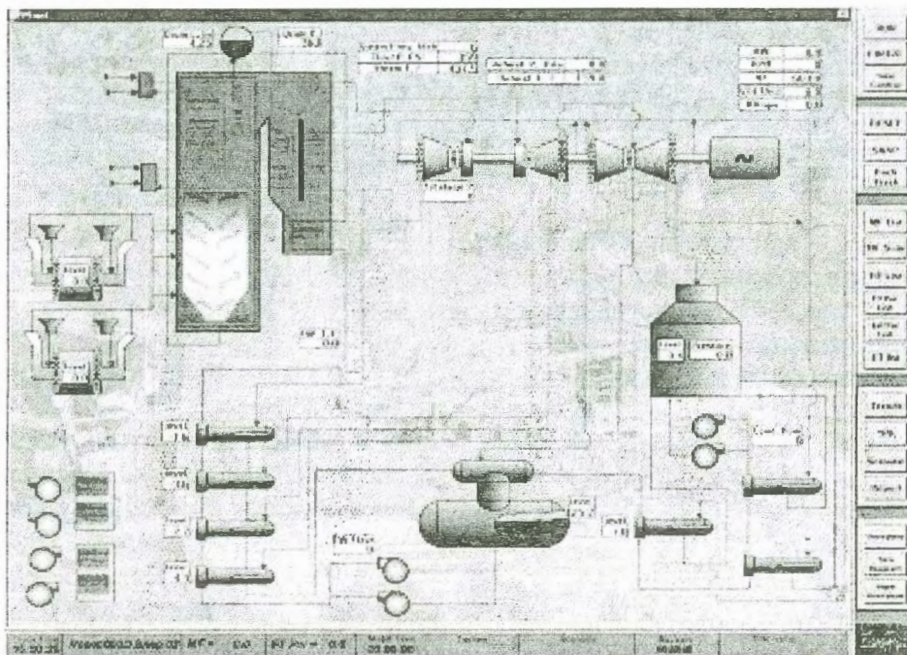


Рис. 2. Экран с основными параметрами станции инструктора тренажера станции Armstrong

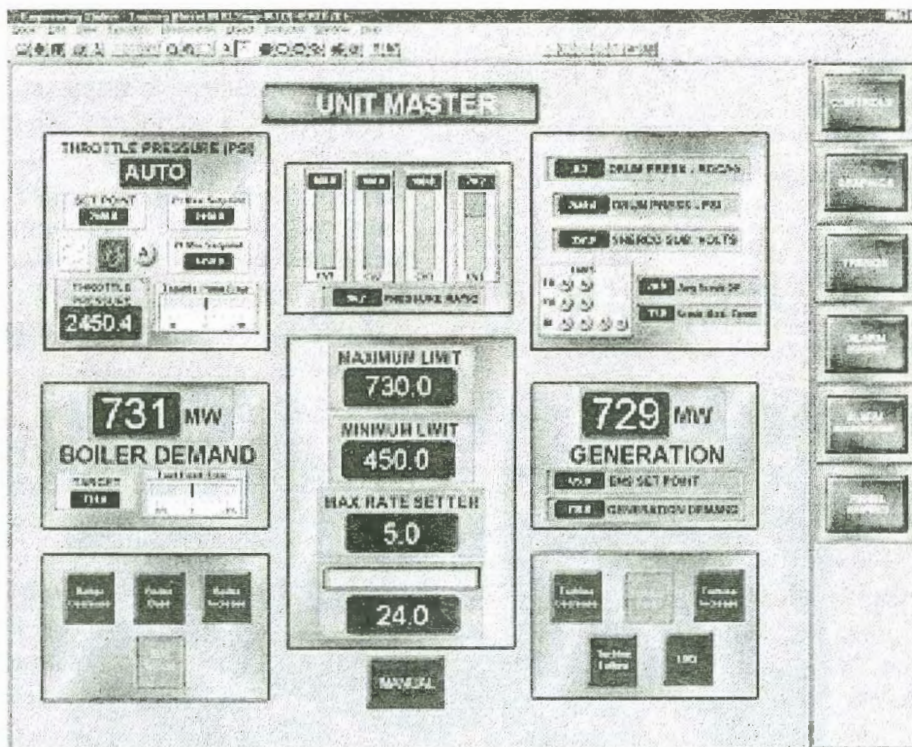


Рис. 3. Экран эмулятора АСУ ТП MAX 1000 Control System тренажера станции Sherco

Во-первых, эти тренажеры по своему уровню соответствуют лучшим образцам тренажеров для АЭС как по объему моделирования (с числом параметров ввода-вывода порядка 10 тыс.), так и по уровню математических моделей, т.е. по используемым приближениям, точности и полноте моделирования. Здесь следует заметить, что вообще тепловой энергоблок отличается от ядерного только источником энергии (в одном случае это энергия сгорания топлива, а в другом – энергия деления) и, естественно, способом управления энерговыделением. Что же касается штатных режимов работы, то тепловой энергоблок является более “динамическим”, что объясняет большие опыт персонала и знания о реальных динамических процессах. В связи с этим приемка тренажера оказывается более строгой.

Во-вторых, управление технологическим процессом в энергоблоках-прототипах осуществляется с помощью АСУ ТП, что потребовало разработки их эмуляторов в тренажерах. Каждый из трех энергоблоков-прототипов имел свою отличную от других систему, причем от различных фирм-разработчиков. Для Sherco – это система MAX 1000 Control System; для Armstrong – WDPF Distributed Control System; для Arnot – ABB Control System PROCONTROL P (рис.3 – 5). При этом разработка эмуляторов была выполнена в условиях ограниченности информации и без привлечения экспертов фирм-разработчиков АСУ ТП.

В-третьих, отсутствие полномасштабных “железных” пультов управления в тренажерах станций Sherco и Armstrong потребовало создания их дисплейных аналогов (soft panels).

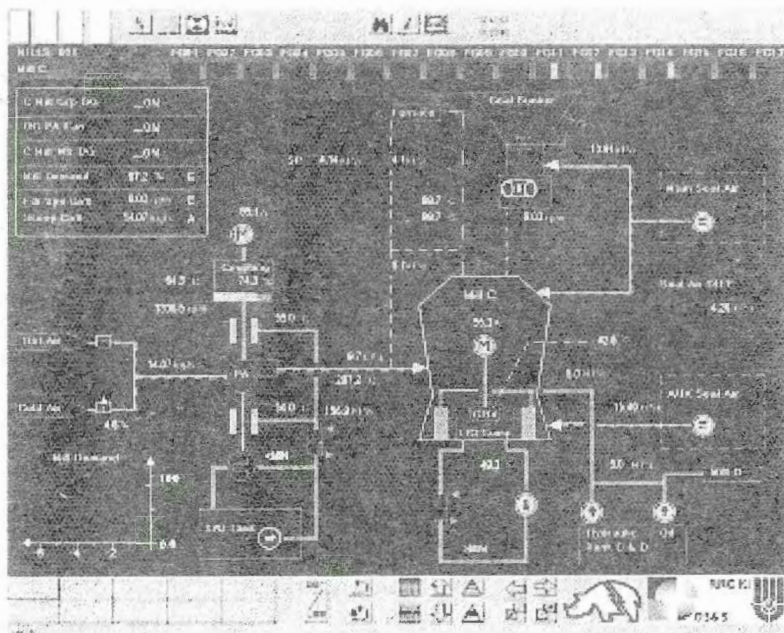


Рис. 4. Экран эмулятора АСУ ТП WDPF Distributed Control System тренажера станции Armstrong

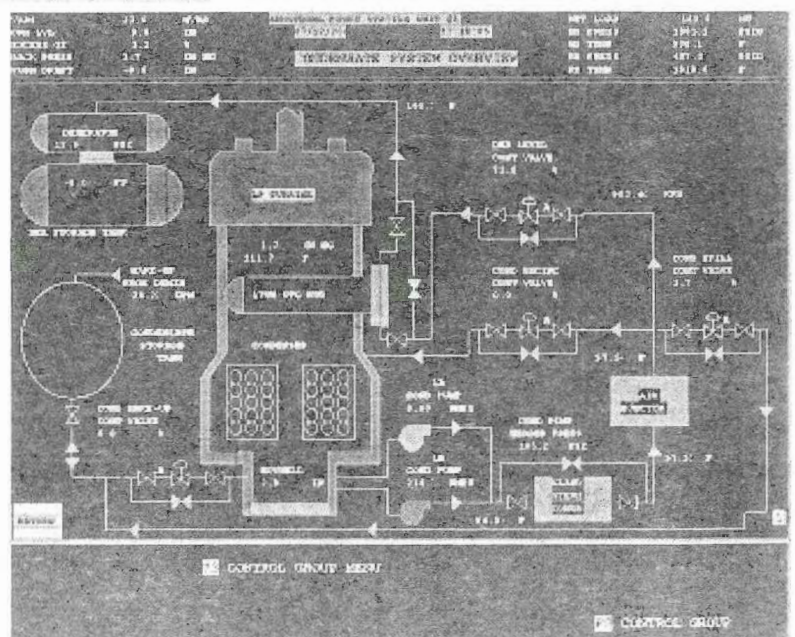


Рис. 5. Экран эмулятора АСУ ТП ABB Control System PROCONTROL P тренажера станции Arnot

И, наконец, в-четвертых, трудозатраты на создание тренажера такого уровня (по точности и полноте моделирования, наличию дисплейных аналогов панелей пультов управления и эмулятора АСУ ТП) оказались примерно в 2 – 3 раза ниже таковых с использованием известных нам технологий-платформ, скажем так, предыдущего поколения.

Что касается чисто технических аспектов данных тренажерных разработок, главными из которых являются разработка эмуляторов АСУ ТП и математических моделей технологических систем, то в данной работе нет смысла останавливаться на них под-

2. Модернизация полномасштабных тренажеров

Рассматриваемые в данном разделе разработки – это модернизации (или так называемые *upgrade*) ПМТ. Проекты модернизаций реализованы для двух американских АЭС (*Hatch* и *Vermont Yankee*) соответственно в 1998 и 1999 гг. и для семи энергоблоков с реакторами типа Magnox АЭС Великобритании (*Wylfa*, *Dungeness A*, *Hinkley A*, *Oldbury*, *Sizewell A*, *Bradwell*, *ChapelCross*) в 1999 – 2000 гг.

Каковы особенности данных разработок и на что следует обратить внимание?

Во-первых, отработана технология и выполнена замена тренажерных компьютеров, операционной системы и платформы-технологии на *SimPort*TM. В ходе реализации этой процедуры, которая на тренажерном языке звучит как *портирование* тренажера, успешно решены следующие задачи.

- Обеспечение поддержки всех специфических чисто *тренажерных функций* оригинального тренажера новой платформой-технологией (в данном случае *SimPort*TM) и предоставление заложенных в *SimPort*TM и ранее недоступных тренажеру функций (в частности, по визуализации моделируемых параметров).

- *Портирование базы данных параметров* тренажера, что соответствовало эквивалентному преобразованию исходной базы в базу Microsoft Access, доступную *SimPort*TM.

- *Портирование исходных состояний*.

- *Портирование расчетных кодов* с сохранением оригинального языка программирования (но с адаптацией текста кода применительно к поддерживаемым в настоящее время в данной операционной системе версиям языка) с помо-

робно. Проблема и опыт разработки эмуляторов АСУ ТП на базе технологии *SimPort*TM достаточно подробно рассмотрены в работе [5]. Что же касается математических моделей, то в этой связи стоит отметить лишь то, что все они были разработаны средствами технологии *SimPort*TM и в подавляющем числе на базе библиотеки *SimPort*TM - приложений, что и определило очень высокую скорость и эффективность их создания и отладки.

Отмеченные особенности, на наш взгляд, наглядно подтверждают эффективность технологии SimPortTM.

щью специально разработанного инструмента технологии *SimPort*TM.

- Обеспечение Заказчику возможности работы как с оригинальной *станцией инструктора*, так и с разработанной средствами технологии *SimPort*TM и являющейся ее составной частью.

- Обеспечение Заказчику возможности работы с существующим оригинальным *представлением параметров* (мнемосхемы, экраны системы контроля, системы представления параметров безопасности и т.д.) и разработка такового (мнемосхемы, дисплейные аналоги панелей управления) на базе средств технологии *SimPort*TM.

- Обеспечение в полном объеме интерфейса с *hardware*-компьютерами тренажеров.

Во-вторых, выполнены модернизация и последующая интеграция тренажерных кодов в рамках платформы-технологии *SimPort*TM.

В-третьих, модели ряда технологических систем реализованы заново и на базе *SimPort*TM-приложений, а также выполнена их интеграция в рамках платформы-технологии *SimPort*TM с разработанными ранее и модернизированными тренажерными кодами.

И, наконец, в-четвертых, разработаны дисплейные панели пультов управления энергоблоком.

Таким образом, реализация этих проектов полностью доказала способность технологии *SimPort*TM быть платформой-технологией для разработки моделирующих комплексов как на базе собственных кодов-приложений, так и с использованием лучших математических моделей и кодов отрасли, используемых в расчетно-теоретических исследованиях и проектных обоснованиях.

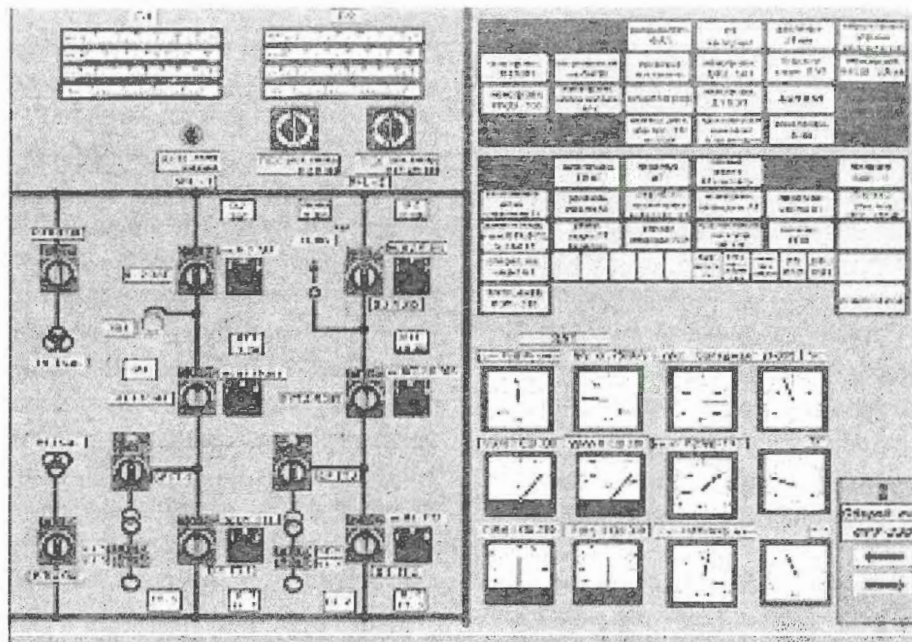


Рис. 8. Дисплейная панель управления локального тренажера центрального щита управления электрической частью первой очереди ЛАЭС

Заключение

Технология *SimPort*TM успешно внедрена на мировом рынке разработки и модернизации тренажерных систем. Свидетельством тому является целый ряд успешно завершенных проектов. Средства технологии позволяют реализовать практически полный спектр возможных моделирующих систем технологического производства, одной из разновидностей которого является технологический процесс энергоблока.

Успешная реализация на базе технологии *SimPort*TM целого ряда коммерческих проектов по модернизации ПМТ АЭС, выполненная с использованием как прикладных инструментов *SimPort*TM, так и оригинальных кодов и моделей модернизируемых тренажеров, является гарантией возможности и успешности

*SimPort*TM быть основой любой моделирующей системы, базирующейся как на собственных прикладных инструментах, так и на лучших кодах отрасли, используемых в расчетных обоснованиях.

Подтверждением эффективности и уровня технологии являются как минимум вдвое более низкие (чем для известных разработок подобного уровня) трудозатраты по созданию и модернизации тренажеров, соответствующих современным стандартам тренажеров для АЭС и уровню, включая объем моделирования, их лучших образцов. Особо следует подчеркнуть факт разработки в рамках создания тренажеров эмуляторов АСУ ТП энергоблоков, отсутствующих на большинстве энергоблоков АЭС.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. 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.

2. Моисеев И.А., Масанов А.О., Янушевич Д.И. и др. Комплекс теплогидравлических кодов технологии *SimPort* как инструмент создания тренажеров и анализаторов безопасности энергоблоков. – “Теплогидравлические коды для энергетических реакторов (разработка и верификация)” / Сборник тезисов докладов на отрас-

левой конференции “Теплофизика-2001”. Обнинск, 2001. С.146 – 148.

3. Янушевич Д.И., Данилов В.А., Зенков А.Д. и др. Компьютерная технология *SimPort* и комплекс прикладных кодов как инструмент создания тренажеров и моделирующих комплексов энергоблоков. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 4. С. 65 – 76.

4. Victor A. Danilov, Andrey D. Zenkov, Semen D. Malkin et al. *SimPort* Computer Technology as a Tool to Provide the R&D of Human-Machine Interface. Enlarged

Halden Programme Group Meeting. Storefjell Resort Hotel, Gol, Norway, 8th-13th September, 2002. Proceedings of the Man-Machine Systems Research Sessions. Volume 1, Session: C3, Paper: 11.

5. Данилов В.А., Янушевич Д.И., Зенков А.Д. и др. Компьютерная технология SimPort и эмуляторы АСУ ТП. Опыт разработки. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 4. С. 59 – 64.

6. Зенков А.Д., Липов М.Ю., Малкин С.Д. и др. Анализаторы и моделирующие комплексы для проектировщиков и конструкторов. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1999, вып. 2. С. 45 – 50.

7. Яковлев К.Г., Малкин С.Д., Ракитин И.Д. и др. Автоматизированная интерактивная система создания математических моделей для тренажеров и анализаторов. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1999, вып. 2. С. 127 – 130.

8. Кишиневский Д.В., Масанов А.О., Зенков А.Д. и др. Автоматизированная инструментальная система АИС: опыт внедрения. – В кн.: Вторая международная научно-техническая конференция “Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики”. Москва, ВНИИАЭС, 22-23 марта 2001 г. Часть 2. Стендовые доклады. – М.: ЭНИЦ ВНИИАЭС, 2001. С. 240 – 243.

9. Мусеев И.А., Янушевич Д.И., Жигунов С.В. и др. Программный модуль КОБРА расчета динамики теплогидравлических сетей. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1999, вып. 2. С. 3 – 17.

10. Фокин А.В., Зенков А.Д., Бабайцев М.Н. и др. Универсальная модель динамики активной зоны реактора РБМК, предназначенная для исследований безопасности и использования в полномасштабных тренажерах. – Тезисы докладов семинара секции динамики “Математические модели для исследования и обоснования характеристик оборудования и ЯЭУ в целом при их создании и эксплуатации”. Сосновый Бор, НИТИ, 18-22 сентября 2000 г. – Гатчина, 2000. С. 125 – 128.

11. Зенков А.Д., Янушевич Д.И., Малкин С.Д. и др. Универсальная модель динамики РБМК для анализа безопасности и использования в полномасштабных тренажерах. Fifth International Information Exchange

Forum “Safety Analysis for NPPs of VVER and RBMK Types”. Paper S.1. 16 – 20 October, 2000; Obninsk, Russian Federation. <http://www.insc.anl.gov/current/obn2000/S1.pdf>

12. Andrey D.Zenkov, Dmitry I.Yanushevich, Semion D.Malkin, Igor D.Rakitin, Alexander V.Krayushkin. Universal Dynamic Model of RBMK Reactor As a Tool for Safety Analysis and Severe Accident Management. Reliability and Validation. Workshop on Operator Training for Severe Accident Management (SAM) and Instrumentation Capabilities During Severe Accidents. Lyon, France, 12-14 March 2001.

13. Тарасов В.А., Беляков И.М., Гребенников А.Н. и др. Программный комплекс READY для расчетов динамических процессов в реакторных установках. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1. С. 8 – 10.

14. Тарасов В.А., Беляков И.М., Гребенников А.Н. и др. Программный комплекс READY для расчетов динамических процессов в реакторных установках. – Сборник докладов семинара “Нейтроника-92”. “Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов. Обнинск, 27-29 октября 1992 г.” – Обнинск, 1994. С. 103 – 106.

15. Ponomarev-Stepnoi N.N., Lebedev V.A., Khudiykov M.M., Malkin S.D. et al. The development and creating of new-generation full-scope simulator and new technology of simulation. Nuclear Engineering and Design. 173, 1997, pp. 349 – 354.

16. Malkin S.D., Shalia V.V., Rakitin I.D., Tutnov A.A. Full Scope Simulator with an Extended Scope of Modeling as a Tool for Development and Proof of Operator Aids for Severe Accident Management. Second OECD Specialists Meeting on Operator Aids for Severe Accident Management (SAMOA-2). Lyone, France, 8-10 September 1997.

17. Зенков А.Д., Малкин С.Д., Краюшкин А.В. и др. Полномасштабный тренажер третьего энергоблока ЛАЭС. Математическое моделирование и верификация. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2000, вып. 2. С. 52 – 69.

Статья поступила в редакцию 26 ноября 2002 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 3, с.64 – 71.

Виртуальный энергоблок и технологии компьютерного моделирования

С.Д. Малкин, В.А. Данилов, А.Д. Зенков, А.О. Масанов, И.Д. Ракитин, Д.И. Янушевич,
РНЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Представлена концепция Виртуального Энергоблока (ВЭ) как принципиально нового средства автоматизации проектирования, исследований, сопровождения эксплуатации и экспертизы ядерных энергоустановок (ЯЭУ). Показана возможность и целесообразность разработки ВЭ на базе современных компьютерных технологий математического моделирования и, в частности, технологии *SimPort*TM, разработанной в РНЦ "КИ" и успешно внедренной в целый ряд разработок. Показано, что базовая компьютерная технология является реальным средством автоматизации проектирования и гармоничным дополнением используемых сегодня систем автоматизации проектирования (САПР) ЯЭУ.

VIRTUAL POWER PLANT AND COMPUTER SIMULATION TECHNOLOGY. S.D. MALKIN, V.A. DANILOV, A.D. ZENKOV, A.O. MASANOV, I.D. RAKITIN, D.I. YANUSHEVICH. This paper gives a conceptual view of a virtual power plant (VPP) as a tool to provide an automation of Nuclear Power Plants' (NPP) design, researches, operation support and expert examination. VPP development profit and ability, based on modern computer simulation technologies is demonstrated. The RRC "Kurchatov Institute" *SimPort*TM state-of-the-art computer simulation technology is presented and proposed as a potential base of VPP. The basic VPP computer technology as a tool of design automation and as a part of modern NPP CADs is demonstrated also.

Успехи последних пятнадцати лет в области создания доступных высокопроизводительных компьютеров и разработки кодов моделирования физических процессов для таких сложнейших объектов, как ЯЭУ, очевидны и бесспорны. Однако, что касается разработки ЯЭУ (проектирование, расчетно-теоретические исследования в обоснование работоспособности, безопасности и т.д.), то здесь используются в основном коды для моделирования отдельных составных частей общего технологического процесса ЯЭУ. Часть этих кодов объединяется, но такая интеграция лишь частична и не обеспечивает комплексного моделирования ЯЭУ в целом. Единственно по-настоящему интегрированными продуктами сегодня являются только полномасштабные, полномасштабные дисплейные и полномасштабные аналитические тренажеры.

Преимущества открытой интегральной математической модели и расчетного кода энергоблока очевидны.

Локальные модели технологических систем энергоблока (реакторной установки и первого контура, паротурбинной установки, конденсатно-питательной системы и т.д.), будучи даже очень точными, могут значительно утратить точность воспроизведения режимов, особенно аварийных, из-за некорректного учета смежных технологических систем. В конечном счете это может отра-

зиться на качестве проектирования и научного обоснования проекта, включая обоснование безопасности.

О преимуществах полномасштабных интегральных математических моделей наглядно свидетельствует, в частности, опыт разработки и эксплуатации полномасштабного и аналитического тренажеров для Ленинградской АЭС. Эти преимущества признаны также НИКИЭТ как Главным конструктором РБМК в ходе проведения его специалистами независимой экспертизы тренажеров [1]. Сделан, в частности, вывод о возможности и целесообразности использования полномасштабного тренажера для разработки усовершенствованных алгоритмов автоматического управления и защиты и процедур управления энергоблоком с участием операторов. При наличии подобного инструмента, который по своей сути является *виртуальным энергоблоком*, действительно появляется возможность комплексного поиска, разработки и обоснования любого технического решения, проведения любого вычислительного эксперимента, в том числе по поиску новых сценариев развития аварийных ситуаций, включая тяжелые аварии, с целью их предотвращения и локализации, и т.д. Открытость же подобной модели позволяет использовать в ее составе наиболее точные и признанные в отрасли расчетные коды.

1. Общая классификация моделирующих систем

Прежде чем излагать общую концепцию ВЭ целесообразно сказать о том, какие существуют вообще *моделирующие системы* или *моделирующие комплексы*.

В соответствии с принятой в РНЦ "КИ" двухуровневой классификацией [2] моделирующие системы подразделяются в соответствии с типом пользователей на первом уровне и целями их использования – на втором.

По типу пользователей можно выделить моделирующие комплексы, предназначенные для:

- эксплуатационного персонала и персонала регулирующих органов;
- разработчиков установок (конструкторов и проектантов);
- исследователей (аналитиков и инженеров).

Моделирующие системы для эксплуатационного персонала и персонала регулирующих органов в зависимости от целей использования можно разделить на те, которые используются для обучения, тренировок и проверок технических решений и эксплуатационных процедур, и те, которые ис-

пользуются в процессе управления реальными объектами или в критических ситуациях.

Моделирующие системы для разработчиков или, как их еще принято называть, расчетно-моделирующие комплексы (РМК) подразделяются на используемые для разработки основного оборудования и объектов в целом, предназначенные для синтеза алгоритмов управления, блокировок и защит разрабатываемых объектов и для испытаний систем автоматического управления реальными объектами.

Моделирующие системы для исследователей делятся на те, которые используются для аналитиков, основной задачей которых является оперативный поиск причин реальных аварийных ситуаций, а также поиск сценариев и исследование возможных последствий гипотетических запроектных тяжелых аварий, и те, которые предназначены для разработчиков математических моделей физических процессов, происходящих в реальных или разрабатываемых объектах.

2. Общая концепция разработки виртуального энергоблока

Исходя из общих целей и задач, решение которых должен обеспечить ВЭ, а также из общей классификации моделирующих систем, можно представить себе, что он должен собой представлять.

Виртуальный Энергоблок – это одновременно *Моделирующая система для разработчиков, Моделирующая система для исследователей, Моделирующая система для персонала регулирующих органов* и комплекс *Моделирующих систем* (или по крайней мере основа этого комплекса) для *эксплуатационного персонала* разрабатываемого энергоблока.

Что даст разработка ВЭ?

Виртуальный Энергоблок как Моделирующая система для разработчиков обеспечит разработку и обоснование (включая обоснование безопасности) проекта и, главным образом, в части схемно-технологической, в части выбора параметров и характеристик основного оборудования, а также в части разработки структуры и характеристик системы управления и выбора параметров и характеристик ее оборудования. Расчетное обоснование любого технического и технологического решения и идеи Научного руководителя, Главного проектанта энергоблока и Главных конструкторов в этом случае могут осу-

ществляться непосредственно в процессе выработки этого решения или идеи.

Действительно, важнейшими на всех стадиях проектирования ЯЭУ являются составляющие, связанные с:

- разработкой технологических схем энергоблока в широком смысле;
- разработкой технологических схем и оптимизацией алгоритмов управления ЯЭУ.

Эти стадии требуют параллельного выполнения, а если точнее, содержат в себе значительную, если не подавляющую, расчетную составляющую, связанную с моделированием нестационарных нейтронно-физических, теплогидравлических и других процессов (в т.ч. алгоритмов управления), происходящих в энергоблоке (это расчеты по поиску и проверке схемных решений, по оптимизации алгоритмов управления и т.д.).

Разработка технологических схем ЯЭУ содержит в себе:

- разработку принципиальных технологических схем;
- определение состава оборудования и его общих характеристик;
- выполнение расчетов в подтверждение работоспособности принятых решений.

Разработка технологических схем и оптимизация алгоритмов управления ЯЭУ содержит в себе:

- разработку функциональных схем систем управления технологических систем и ЯЭУ в целом;
- выполнение расчетов в подтверждение работоспособности принятых решений;
- разработку релейных технологических схем.

Эти составляющие “пронизывают” все стадии проектирования, строительства и эксплуатационного сопровождения ЯЭУ и являются общеконцептуальными на начальной стадии проектирования и интегрирующими на всех последующих стадиях. Обе отмеченные составляющие подразумевают тесную взаимосвязь схемных решений и их расчетного обоснования. Применительно к ЯЭУ расчетное обоснование главным образом связано с нейтронно-физическими и теплогидравлическими расчетами стационарных и нестационарных режимов работы ЯЭУ и ее систем – такие расчеты подтверждают решения, связанные как с общими технологическими схемами, составом оборудования и его характеристиками, так и с логикой работы этого оборудования, т.е. с системой управления и защиты ЯЭУ (расчеты штатных и аварийных режимов работы ЯЭУ).

Еще одной важнейшей составляющей проектирования является *разработка и оптимизация человеко-машинного интерфейса*.

С точки зрения автоматизации проектирования идеальным является комплексная реализация отмеченных составляющих “за единой компьютерной чертежной доской” с мгновенной автоматической расчетной проверкой и обоснованием каждого шага разработки. В этом случае можно констатировать создание значительной составляющей САПР.

Виртуальный Энергоблок как Моделирующая система для исследователей фактически является результирующей формой *Моделирующей системы для разработчиков* на стадии завершения проекта энергоблока. На этой стадии одновременно с формированием конструкции и характеристик энергоблока и его составляющих формируются математическая модель и составляющий ее комплекс расчетных кодов, расчетных схем и исходных данных.

При этом обеспечивается опционный выбор кодов для моделирования одного и того же оборудования или технологических систем в зависимости от задач исследований (от реперных кодов улучшенной оценки до быстрых инженерных кодов для задач расчетной оптимизации и использования в тренажерах и других системах подготовки

персонала и поддержки эксплуатации). Работа в едином комплексе кодов разного уровня сложности, кроме того, в значительной степени автоматизирует процесс верификации и корректировки быстрых инженерных кодов по кодам улучшенной оценки.

Виртуальный Энергоблок как Моделирующая система для эксплуатационного персонала и персонала регулирующих органов фактически является результирующей формой *Моделирующих систем* первых двух рассмотренных типов.

Действительно, в результате их создания Разработчик (в широком смысле этого слова) имеет в своем распоряжении реализованные в рамках единой среды и технологии моделирования: во-первых, взаимоувязанные в смысле достоверности результатов математические модели и коды различных уровней сложности и быстродействия (от реперных улучшенной оценки до быстрых инженерных, в т.ч. обеспечивающих моделирование в масштабе реального времени); во-вторых, полную базу данных по оборудованию и ее характеристикам и, в-третьих, полный набор “привязанных” к моделям расчетных диаграмм-схем или симуляционных диаграмм. Другими словами, Разработчик имеет наиболее значимую интеллектуальную основу для поддержки эксплуатации, т.е. основу тренажеров любого уровня – от полномасштабного до аналитического.

Реализация ВЭ в представленных выше трех “ипостасях” является делом непростым!

Как уже говорилось, единственно известными реальными прототипами ВЭ сегодня являются полномасштабные, полномасштабные дисплейные и полномасштабные аналитические тренажеры. Опыт разработки таких тренажеров показывает, что *главной их составляющей является платформа или специальная компьютерная технология их создания*. Только такая технология реально обеспечивает автоматизацию интеграции, реальную управляемость, контролируемость и обработку параметров математической модели столь сложного, в целом правильно определенного выше состава. В зависимости от уровня технологии время создания такой модели может колебаться от 1 до 3 лет, а численность команды разработчиков – от 5 до 20 – 25 человек. Причем численность команды определяется уровнем технологии и объемом моделирования, и ее увеличение сверх определенного барьера не приводит к сокращению сроков разработки. Кроме того, указанные сроки и численность разработчиков определены исходя из того, что модели того или иного технологического оборудования и систем фактически не создаются вновь, а являются либо существующими адапти-

рованными, либо созданными из специальных моделей-заготовок (полуфабрикатов), которые являются прикладными инструментами используемой технологии.

Так или иначе, *непрерывным и главным условием создания ВЭ, удовлетворяющего продекларированным выше свойствам и являющегося составной частью САПР, является наличие специальной компьютерной технологии.* Без такой технологии ВЭ будет создаваться очень долго, а пользоваться им будет очень трудно. ВЭ таким образом не будет реальным элементом САПР. Кроме того, ВЭ является действительно составной частью САПР только в том случае, если он в процессе проектирования осуществляет *мгновенную комплексную* проверку любого технического решения (как в сфере алгоритмов и системы управления, так и при выборе параметров и характеристик оборудования и т.д.). Иными словами, изменение или дополнение модели должно совпадать с изменением характеристик или внесением оборудования в общую технологическую схему, т.е. изменение технологической схемы в топологической или параметрической части должно быть *одновременным, т.е. выполненным в тот же самый момент времени и тем же человеком* изменением топологии соответственно расчетной схемы или ее параметров.

Таким образом, реализация ВЭ *практически невозможна* (по крайней мере в разумные сроки) без наличия *специальной компьютерной технологии.* Такая технология создания моделирующих систем различного класса и областей применения должна обладать следующими свойствами.

1. Поддержка создания математической модели в графическом режиме путем выбора в специальных меню объектов определенных типов, простановки их на экран и задания необходимых параметров выбранных объектов.
2. Поддержка режима *NON-STOP* создания и корректировки модели в режиме моделирования (расчета) без его приостановки.
3. Автоматизированная интеграция математических моделей технологических систем и подсистем в ходе разработки проекта и комплексной модели энергоблока.
4. Возможное отсутствие навыков программирования у создателей моделей, т.е. возможность *разработки математических моделей специалистами-технологами или конструкторами самостоятельно* с минимизацией привлечения программистов.
5. Обеспечение параллельности разработки моделей различных технологических систем или

подсистем (разными специалистами на различных рабочих местах).

6. Обеспечение возможности *режима единой чертежной доски* для нескольких разработчиков (со своим рабочим компьютером) единой общей модели.

7. Обеспечение возможности *интеграции* модели или ее части, разработанных в среде технологии, с самостоятельно разработанными (верифицированными и успешно применяемыми в расчетном обеспечении проектирования, в т.ч. в исследованиях в обоснование работоспособности и безопасности) кодами моделирования той или иной технологической системы или физического процесса.

8. Обеспечение всех или максимального количества известных средств визуализации для отображения результатов моделирования (графики, таблицы численных значений, изменение цвета в зависимости от состояния объекта моделирования и т.д.).

Реализация первых шести пунктов этих свойств *технологии* требует разработки в среде технологии комплекса специальных *кодов-приложений*, обеспечивающих моделирование всех известных типов технологических систем и физических процессов для объекта моделирования.

Создание ВЭ является для его разработчика задачей-минимум. В качестве же задачи-максимум может быть рассмотрено создание *Полномасштабного Виртуального Энергоблока*, т.е. ВЭ, снабженного полномасштабной эмуляцией динамического зрительно-механического взаимодействия энергоблока (всех его помещений и оборудования) и персонала.

Комплексная математическая модель и прикладное программное обеспечение такого моделирующего комплекса помимо всего прочего включают в себя:

- трехмерные динамические визуальные модели технологического оборудования и окружающей среды;
- трехмерные модели движения;
- трехмерные модели физико-механического взаимодействия описываемого оборудования и его воздействия на окружающую среду (включая персонал) и другое технологическое оборудование (в т.ч. вследствие аварий).

Реализация таких моделей и технологии виртуальной реальности позволяет, в принципе, реализовать такой уровень визуализации разнообразных процессов, который не может быть достигнут ни на каких других средствах, а также на действующем оборудовании, но будет способен в мельчайших геометрических деталях и технологических

подробностях отобразить особенности состояния оборудования, обусловленного текущей совокупностью моделируемых (или реально фиксируемых) параметров и показателей функционирования. При этом математическая модель осуществляет интерактивные взаимодействия виртуальных объектов в реальном масштабе времени посредством изменения их взаимного положения, имитации весовых нагрузок, упругих и пластических деформаций, гидродинамических и гидростатических воздействий, сил трения и сил инерции, звуковых эффектов, температурных расширений, электромеханических и радиационных параметров различного электротехнического оборудования, датчиков и приборов. Перечисленные возможности модели относятся к категории технологических взаимодействий. Чрезвычайно важным свойством такой модели является ее способность имитировать всевозможные *нештатные и аварийные ситуации*, связанные с неправильными действиями персонала и отказами и неисправно-

стями технологического оборудования. Особо здесь следует выделить способность моделирования взаимодействия аварийного оборудования (вследствие его перемещения в пространстве) с другим, в т.ч. неаварийным оборудованием. Так достигается возможность предсказания и моделирования полных последствий аварии. Возможности такого моделирования очень трудно, если не невозможно, достичь какими-либо другими средствами.

Вполне законным может быть вопрос: *Реальны ли подобные планы и что может быть основой, гарантирующей их реализацию?*

Опыт и достижения РНЦ "КИ", а также целого ряда научно-исследовательских и проектно-конструкторских предприятий отрасли в области математического моделирования и разработки моделирующих комплексов для сложных технологических объектов, а также автоматизированных технологий создания подобных комплексов, позволяют дать утвердительный ответ.

3. Опыт и достижения РНЦ "КИ" как основа для разработки виртуального энергоблока

Среди основных достижений РНЦ "КИ", которые, по нашему мнению, позволяют гарантировать успех разработки ВЭ, необходимо отметить следующие.

1. Сложные программные комплексы моделирования нестационарных нейтронно-теплогидравлических процессов в ЯЭУ с реакторами водородного типа (READY [3] совместно с РФЯЦ ВНИИЭФ) и РБМК (СТЕРАН/КОВРА [4, 5]).

2. Полномасштабный и аналитический тренажеры нового поколения для 3-го энергоблока ЛАЭС [6 – 8] (разработаны в 1996 г. и успешно эксплуатируются) и полномасштабный тренажер для 1-го энергоблока ЛАЭС (завершение разработки в 2002 г.), позволяющие отрабатывать навыки оперативного персонала не только в условиях штатных эксплуатационных режимов и проектных аварий, но также в условиях тяжелых запроектных аварий.

Последние по своей сути являются ВЭ с РБМК и наглядно демонстрируют успешный опыт создания и интеграции в рамках единой технологии комплекса кодов, охватывающих моделирование всех технологических систем АЭС.

3. Технология АИС [2, 9 – 14], предназначенная для создания моделирующих систем различного класса и назначения, включая тренажеры, анализаторы безопасности и моделирующие комплексы для объектов тепловой и ядерной энергетики. Технология реализована для двух наиболее

распространенных в мире операционных систем: Windows NT – технология *SimPort*TM [10 – 14] и UNIX/Linux – технология *SOBOL* [10].

Технология *SimPort*TM успешно внедрена на мировом рынке тренажеров. Разработаны и сданы Заказчику полномасштабные дисплейные тренажеры с эмуляторами АСУ ТП для 3-х тепловых энергоблоков (*Sherco2* и *Armstrong*, США; *Arnot*, ЮАР), выполнена модернизация тренажеров для 9 ядерных энергоблоков (*Hatch*, *Vermont Yankee*, США; *Bradwell*, *Dungeness A*, *Hinkley Point A*, *Oldbury*, *Sizewell A*, *Wylfa*, *ChapelCross*, Великобритания). Завершается разработка проекта локального тренажера центрального щита управления электрической частью первой очереди ЛАЭС и проектов аналитических тренажеров для Челябинской и Ефремовской ТЭЦ. Кроме того, технология *SimPort*TM успешно внедрена в разработку по заказу Минатома РФ пилотного варианта динамической интерактивной математической модели внешнего ядерного топливного цикла (ЯТЦ) АЭС, охватывающей наиболее важные структурные элементы ЯТЦ (производство свежего топлива на предприятиях концерна "ТВЭЛ", использование ТВС на российских АЭС для производства электроэнергии, обращение с облученным ядерным топливом (ОЯТ) на АЭС и на предприятиях "Маяк" и ГХК, включая транспортировку ОЯТ, и т.п.).

Технология *SOBOL* также успешно внедрена, и на ее основе разработан ряд дисплейных тренаже-

ров для Учебно-тренировочного центра ЛАЭС, анализатор атомной станции (Super Power Plant Analyser (SPPA)) с реактором типа PWR (совместно с GSE Systems Inc., США), а также специальный тренажер ТРЗМ-VR с использованием технологии виртуальной реальности для разгрузочно-загрузочной машины РБМК ЛАЭС (совместно с Institutt for energiteknikk OECD Halden Reactor Project, Норвегия).

Выполненные в рамках технологии тренажерные разработки для энергоблоков по своей сути являются ВЭ и наглядно демонстрируют успешный опыт автоматизации их создания и интеграции с любыми кодами и моделями, признанными для конкретных энергоблоков наиболее достоверными.

Подтверждением эффективности и уровня технологии являются как минимум вдвое более низкие (по сравнению с известными разработками подобного уровня) трудозатраты по созданию и модернизации тренажеров, соответствующих современным стандартам тренажеров для АЭС и уровню, включая объем моделирования, их лучших образцов. Особо следует подчеркнуть факт разработки, в рамках создания тренажеров, эмуляторов АСУ ТП, отсутствующих на большинстве энергоблоков АЭС.

Дополнительным подтверждением эффективности технологии является также факт разработки эмуляторов АСУ ТП в условиях ограниченности информации и без привлечения экспертов от фирм-разработчиков систем управления. Данное достижение наглядно свидетельствует об ус-

Заключение

Представленная концепция *Виртуального Энергоблока* позволяет сделать значительное продвижение на пути автоматизации проектирования и создания всеобъемлющей САПР энергоблоков АЭС, что способствует повышению производительности и качества проектных работ по созданию нового поколения АЭС, обеспечению безопасности станций, повышению эффективности

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Экспертное* заключение по результатам обследования качества воспроизводимых физических процессов в энергоблоках второй очереди ЛАЭС в полномасштабном тренажере ЛАЭС. – НИКИЭТ, инв.№ Е140-2767, 1997.

2. *Зенков А.Д., Липов М.Ю., Малкин С.Д. и др.* Анализаторы и моделирующие комплексы для

пеиности возможного внедрения технологии в автоматизацию разработки АСУТП.

Пакет приложений компьютерной технологии [12 – 14] практически полностью охватывает проблему комплексного моделирования ядерных и тепловых энергоблоков и в значительной степени автоматизирует процесс разработки моделирующих систем различного типа, включая полномасштабные и аналитические тренажеры, а также анализаторы безопасности и РМК для проектировщиков и конструкторов. *Последние, в частности, подразумевают неизбежное на стадии проектирования внесение необходимых изменений в расчетные схемы и, соответственно, в математические модели специалистами-технологами без изменения расчетного кода и с использованием только графоаналитического редактора технологии.*

Таким образом, технология и комплекс ее приложений могут с полным основанием рассматриваться как элемент САПР.

Успешное внедрение в рамках АИС технологии виртуальной реальности для разработки тренажера разгрузочно-загрузочной машины РБМК можно рассматривать в качестве успешного шага и наглядного подтверждения возможности создания полномасштабного ВЭ.

4. Коды моделирования основных физических процессов (главным образом нейтронно-физических и теплогидравлических) в ВВЭР, успешно применяемые в РНЦ "КИ" и других научно-исследовательских и проектно-конструкторских предприятиях отрасли.

использования проектной документации на всех стадиях жизненного цикла АЭС.

Достижения РНЦ "КИ" и других научно-исследовательских и проектно-конструкторских предприятий отрасли в области математического моделирования и создания комплексных моделирующих систем и компьютерных технологий убеждают в выполнимости поставленных задач.

проектантов и конструкторов. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1999, вып. 2. С. 45 – 50.

3. *Тарасов В.А., Беляков И.М., Гребенников А.Н. и др.* Программный комплекс READY для расчетов динамических процессов в реакторных установках. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1. С. 8 – 10.

4. *Зенков А.Д., Янушевич Д.И., Малкин С.Д. и др.* Универсальная модель динамики РБМК для анализа безопасности и использования в полномасштабных тренажерах. Fifth International Information Exchange Forum "Safety Analysis for NPPs of VVER and RBMK Types". Paper S.1. 16 – 20 October, 2000; Obninsk, Russian Federation. <http://www.insc.anl.gov/current/obn2000/S1.pdf>

5. *Andrey D.Zenkov, Dmitry I.Yanushevich, Semion D.Malkin, Igor D.Rakitin, Alexander V.Krayushkin.* Universal Dynamic Model of RBMK Reactor As a Tool for Safety Analysis and Severe Accident Management. Reliability and Validation. Workshop on Operator Training for Severe Accident Management (SAM) and Instrumentation Capabilities During Severe Accidents. Lyon, France, 12-14 March 2001.

6. *Понотарев-Степной Н.Н., Лебедев В.А., Khudiykov М.М., Malkin S.D. et al.* The development and creating of new-generation full-scope simulator and new technology of simulation. Nuclear Engineering and Design. 173, 1997, pp. 349 – 354.

7. *Malkin S.D., Shalia V.V., Rakitin I.D., Tutnov A.A.* Full Scope Simulator with an Extended Scope of Modeling as a Tool for Development and Proof of Operator Aids for Severe Accident Management. Second OECD Specialists Meeting on Operator Aids for Severe Accident Management (SAMOA-2). Lyone, France, 8-10 September, 1997.

8. *Зенков А.Д., Малкин С.Д., Краюшкин А.В. и др.* Полномасштабный тренажер третьего энергоблока ЛАЭС. Математическое моделирование и верификация. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2000, вып. 2. С. 52 – 69.

9. *Яковлев К.Г., Малкин С.Д., Ракитин И.Д. и др.* Автоматизированная интерактивная система создания

математических моделей для тренажеров и анализаторов. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1999, вып. 2. С. 127 – 130.

10. *Кишиневский Д.В., Масанов А.О., Зенков А.Д. и др.* Автоматизированная инструментальная система АИС: опыт внедрения. – В кн.: Вторая международная научно-техническая конференция "Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики". Москва, ВНИИАЭС, 22-23 марта 2001 г. Часть 2. Стендовые доклады. – М.: ЭНИЦ ВНИИАЭС, 2001. С. 240 – 243.

11. *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.

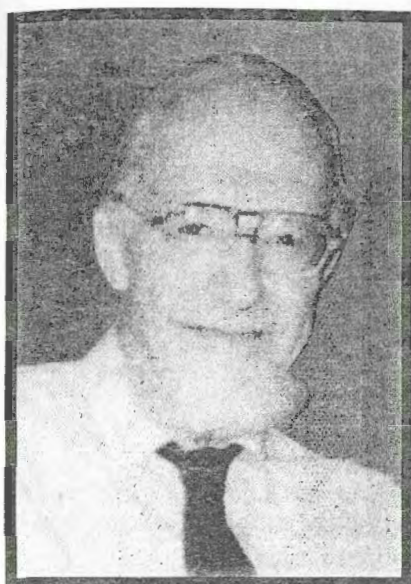
12. *Мусеев И.А., Масанов А.О., Янушевич Д.И. и др.* Комплекс теплогидравлических кодов технологии SimPort как инструмент создания тренажеров и анализаторов безопасности энергоблоков. – "Теплогидравлические коды для энергетических реакторов (разработка и верификация)" / Сборник тезисов докладов на отраслевой конференции "Теплофизика-2001". – Обнинск, 2001. С. 146 – 148.

13. *Янушевич Д.И., Данилов В.А., Зенков А.Д. и др.* Компьютерная технология SimPort и комплекс прикладных кодов как инструмент создания тренажеров и моделирующих комплексов энергоблоков. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 4. С. 65 – 76.

14. *Victor A. Danilov, Andrey D. Zenkov, Semen D. Malkin et al.* SimPort Computer Technology as a Tool to Provide the R&D of Human-Machine Interface. Enlarged Halden Programme Group Meeting. Storefjell Resort Hotel, Gol, Norway, 8th-13th September, 2002. Proceedings of the Man-Machine Systems Research Sessions. Volume 1, Session: C3, Paper: 11.

Статья поступила в редакцию 26 ноября 2002 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 3, с. 72 – 78.

ПАМЯТИ КРАМЕРОВА А.Я.



Крамеров Александр Яковлевич

11.V.1927 – 24.VIII.2002

Редакционная коллегия выпуска “Динамика и безопасность ядерных энергетических установок” и секция № 3 “Динамика, теплогидравлика и безопасность реакторов и АЭС” НТС № 1 Минатома России с пригорбием сообщают о смерти 24 августа 2002 г. после тяжелой продолжительной болезни Александра Яковлевича Крамерова – главного научного сотрудника Отделения канальных реакторов Института ядерных реакторов Российского научного центра “Курчатовский институт”, доктора технических наук, профессора, одного из активнейших членов редколлегии и секции динамики.

Александр Яковлевич Крамеров был представителем плеяды ученых и инженеров, талант которых проявился в период становления и развития советской ядерной энергетики. Он участвовал в создании первых корпусных реакторов и являлся одним из основателей энергетических канальных уран-графитовых реакторов типа РБМК.

Александр Яковлевич – яркий представитель российской инженерной школы, который мог решать нетривиальные инженерно-физические задачи. Его отличал широкий инженерно-технический и научный кругозор, который позволял ему быть генератором идей по разработке и дальнейшему совершенствованию канальных уран-графитовых реакторов.

Свою деятельность Александр Яковлевич начал в ОКБ “Гидропресс”, где прошел путь до заместителя Главного инженера. В ИАЭ им.И.В. Курчатова А.Я. Крамеров участвовал в разработке кипящего реактора ВК-50, а с 1967 года возглавлял Инженерную лабораторию РБМК и на него были возложены обязанности заместителя Научного руководителя РБМК по инженерным вопросам. Последние годы жизни Александр Яковлевич занимался разработкой научных подходов к анализу запроектных аварий РБМК.

А.Я. Крамеров – автор многих научных трудов и классических монографий: “Вопросы конструирования ядерных реакторов” и “Инженерные расчеты ядерных реакторов” (в соавторстве с Я.В. Шевелевым). Он вел педагогическую работу, в частности в МИФИ, и был научным руководителем значительного числа кандидатских диссертаций.

Александр Яковлевич - Лауреат Государственной премии СССР, награжден многими правительственными наградами. До последних дней Александр Яковлевич вел активную научную работу, подавляя в себе развивающуюся болезнь.

Александр Яковлевич навсегда останется в нашей памяти как пример истинного ученого, отзывчивого человека, талантливого исследователя.

СОДЕРЖАНИЕ

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ И УПРАВЛЕНИЕ

- Кобаров В.В.* Математическое моделирование массопереноса в реакторе на неструктурированной расчетной сетке3
- Топчиева И.И.* Методы нелинейного программирования в задачах оптимального управления10

БЕЗОПАСНОСТЬ

- Сомов И.Е., Николаев С.А., Полевой В.Б., Немытов С.А., Беспалов В.Б.* Расчетно-экспериментальные методы определения параметров при хранении и обращении с ОЯТ15

ДИАГНОСТИКА

- Богомолов В.Н., Замусский В.Н.* Методика калибровки и оперативного контроля работоспособности измерительных каналов СВРКТ без демонтажа термоэлектрических преобразователей26
- Арасланова Т.З., Витин С.П., Климов Ю.Т., Михайлов М.Г., Окунцов С.В., Погребной Г.А., Солоха М.П., Чупалов А.М.* Опыт создания и использования диагностического обеспечения стендовых ЯЭУ29
- Морозов С.А., Ковтун С.Н., Петрова Ю.Л., Шутов П.С., Шутов С.С.*
Диагностика кондукционных магнитных расходомеров частотным методом32
- Аркадов Г.В., Матвеев В.П., Овчаров О.В., Калинин А.Н., Финкель Б.М., Усанов А.И., Павелко В.И.*
Программно-технический комплекс системы виброшумовой диагностики РУ ВВЭР37
- Аркадов Г.В., Матвеев В.П., Овчаров О.В., Калинин А.Н., Финкель Б.М., Усанов А.И., Павелко В.И.*
Основные спектральные характеристики вибросостояния РУ ВВЭР-100046

РЕСУРС

- Сомов И.Е., Николаев С.А., Полевой В.Б., Черников О.Г., Гарусов Ю.В., Шевченко В.Г., Rogozin В.Г., Захаржевский Ю.О.* Оценка запаса ресурса графитовой кладки по расчетно-экспериментальным нейтронно-физическим характеристикам РБМК-100053

ТРЕНАЖЕРЫ

- Данилов В.А., Зенков А.Д., Малкин С.Д., Масанов А.О., Ракитин И.Д., Янушевич Д.И.*
Компьютерная технология SimPortTM: опыт внедрения64
- Малкин С.Д., Данилов В.А., Зенков А.Д., Масанов А.О., Ракитин И.Д., Янушевич Д.И.*
Виртуальный энергоблок и технологии компьютерного моделирования72
- Памяти А.Я. Крамерова*79

CONTENTS

MATHEMATICAL SIMULATION AND CONTROL

- Kobarov V.V.* Mathematical simulation of mass transfer in reactor on the unstructured numerical grid.....3
Topcheeva I.I. Methods of nonlinear programming for optimal control problems10

SAFETY

- Somov I.E., Nikolaev S.A., Polevoy V.B., Nemitov S.A., Bespalov V.N.* Experimental approaches
purposed to determine safety parameters of spent nuclear fuel storage in NPP.....15

DIAGNOSTICS

- Bogomolov V.N., Zamiusskiy V.N.* Nuclear reactor core temperature channels calibration method
without taking sensors off the reactor26
*Araslanova T.Z., Vitin S.P., Klimov Yu.T., Mikhailov M.G., Okuntsov S.V., Pogrebnoy G.A., Solokha M.P.,
Chupalov A.M.* Experience in development and application of diagnostic support to experimental
reactor plants.....29
Morozov S.A., Kovtun S.N., Petrova Ju.L., Shutov P.S., Shutov S.S. Diagnostics of magnetic
flowmeter by frequency method32
Arkadov G.V., Matveev V.P., Ovcharov O.V., Kalinin A.N., Finkel B.M., Usanov A.I., Pavelko V.I.
Soft-hardware complex of the noise-vibration diagnostic system of a reactor unit type WWER.....37
Arkadov G.V., Matveev V.P., Ovcharov O.V., Kalinin A.N., Finkel B.M., Usanov A.I., Pavelko V.I.
The major spectral characteristics vibrations of the equipment of a reactor WWER-100046

RESOURCE

- Somov I.E., Polevoy V.B., Nikolaev S.A., Chernikov O.G., Garusov Yu.V., Shevchenko V.G., Rogozin V.G.,
Zaharzhovsky Yu.O.* Evaluation of a graphite stock lifetime using calculation and experimental neutron-
physical characteristics of RBMK-100053

TRAINING SIMULATORS

- Danilov V.A., Zenkov A.D., Malkin S.D., Masanov A.O., Rakitin I.D., Yanushevich D.I.*
The SimPort™ State-of-the-Art computer technology: application experience.....64
Malkin S.D., Danilov V.A., Zenkov A.D., Masanov A.O., Rakitin I.D., Yanushevich D.I.
Virtual power plant and computer simulation technology.....72

In the memory of A.Ya. Kramerov.....79

Уточненные правила оформления статей

При подготовке статьи в сборник автор должен руководствоваться Государственным стандартом "Оригиналы текстовые, авторские и издательские" (ГОСТ 7. 3 – 77). 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 расширяется.

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 произведений печати" (ГОСТ 7. 1 – 76, раздел 7), 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.

В ноябре 2000г. вышла из печати книга Анатолия Степановича Дятлова «Чернобыль. Как это было» (М.: ООО «Научтехлитиздат», 2000. – 240с.), в апреле 2001г. – второе, исправленное и дополненное издание, а в январе 2003г. – третье издание.

Это уникальная книга. Ее автор был заместителем главного инженера Чернобыльской АЭС по эксплуатации. Во время аварии он находился на блочном щите управления 4-го энергоблока. Происходящее он видел собственными глазами. Его представление и понимание того, что произошло, трудно переоценить. Далеко не со всем, что написано в этой книге, можно согласиться. Оценка людей о прошедшем событии зачастую несет яркую эмоциональную окраску. Однако для всех, кто интересуется этой одной из крупнейших техногенных катастроф, книга А.С. Дятлова представляет огромную ценность.

Книгу можно заказать по адресу
107258, г. Москва, Алымов пер., д. 17, стр. 2.
Тел.: (095) 737-52-19
или приобрести непосредственно в издательстве

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

С е р и я: Физика ядерных реакторов

Выпуск 3

Ответственный за выпуск – С.М. Зарицкий

Редакторы В.Б. Усищева от НИИ механики ННГУ, В.В. Пчелин

Компьютерная верстка – Л.М. Краснова

Печ.л. 8,3. Уч.-изд.л. 9,8

Подписано в печать 17.12.2002г. Формат 210x297.

Тираж 300. Индекс 3646. 11 статей. Заказ 224

Отпечатано в ООО Издательство "Научтехлитиздат"

107258, г. Москва, Алымов пер., д.17, стр.2.

Тел.: (095) 168-21-28

ВЫПУСТИЛО КНИГИ:

Справочник "ФИРМЫ ПРОМЫШЛЕННОЙ АВТОМАТИКИ В РОССИИ".

ISBN-5-93728-040-7. 2003. – 276 стр. с цветными и черно-белыми иллюстрациями

В справочнике представлены около 200 организаций, занимающихся созданием новых и модернизацией действующих систем управления на базе новейших программно-аппаратных средств, SCADA-систем, ПТК, полевого оборудования, КИП и интеллектуальных датчиков. В справочнике содержится информация о фирмах России, стран СНГ и дальнего зарубежья, активно работающих на рынке промышленной автоматизации России.

Книга распространяется на промышленных предприятиях России, СНГ и за рубежом.

Стоимость справочника – 300 руб. (включая налоги и доставку)

А. Павлюченко «ПРАКТИКУМ ПО WONDERWARE INTOUCH. БАЗОВЫЙ И ДОПОЛНИТЕЛЬНЫЙ КУРСЫ». ISBN-5-93728-041-5. 2002. – 140с.

Книга может стать основой для изучения InTouch – самого популярного в мире HMI-пакета мощных и гибких средств разработки операторских интерфейсов для создания АСУТП дискретных и непрерывных производств, распределенных систем управления, диспетчерского управления и сбора данных (SCADA), а также других областей промышленного применения.

Книга рассчитана на специалистов в области автоматизации производства и может быть полезной также студентам старших курсов высших технических учебных заведений.

К книге прилагается CD-R для самостоятельного изучения HMI-пакета.

Стоимость книги – 180 руб. (включая налоги и доставку)

К.Н. Трубецкой, Ю.П. Галченко, Л.И. Бурцев «ЭКОЛОГИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ ОСВОЕНИЯ НЕДР ПРИ УСТОЙЧИВОМ РАЗВИТИИ ПРИРОДЫ И ОБЩЕСТВА». ISBN-5-93728-048-2. 2003. – 262с.

На примере развития минерально-сырьевого комплекса рассмотрены вопросы стратегии и тактики взаимодействия технократической цивилизации с естественной биотой Земли, с учетом особенностей эволюционного развития человека и требований концепции устойчивого развития.

Проанализирована структура и специфика воздействия добывающих предприятий на естественную биоту. Приведен эмпирический материал по трансформации элементов биосферы в условиях долговременного воздействия горного производства. На основе исследования реакции этих элементов, обозначены общие методологические подходы и предложены конкретные методики биологической регламентации величины основных техногенных факторов.

Обсуждено понятие экологического императива и дана его структура в условиях коэволюции техно и биосферы, как концептуально антагонистических систем. Обоснованы принципы построения экотехнологий подземной разработки месторождений и обозначены специфические аспекты экономического и правового обеспечения экологической безопасности при освоении недр.

Для научных и инженерно-технических работников, занятых в сфере горных наук, горного производства и охраны окружающей среды, преподавателей горных и экологических вузов, а также для представителей общественности, интересующихся проблемами сохранения естественной биоты Земли в условиях развития технократической цивилизации.

Иллюстраций 42, таблиц 18, библиография 141.

Стоимость книги – 200 руб. (включая налоги и доставку)

По вопросам приобретения книг обращайтесь в бухгалтерию Издательства по тел.: (095) 737-52-19, либо письменным запросом по адресу: 107258, г.Москва, Алымов пер., д. 17, стр.2. «Издательство» (для бухгалтерии)

Индекс 3646

ISSN 0205-4671. Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 3, 1-84