

**БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ**

*Р.Р. Альев, С.Т. Лескин*

- Метод анализа работоспособности измерительной системы и программного обеспечения  
внутриреакторного контроля ВВЭР-1000 ..... 4

*Ю.В. Волков, А.В. Соболов*

- Анализ состояния современных методов оценки надежности персонала в ядерных  
технологиях ..... 13

*А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.Г. Каленишин, А.В. Нахабов*

- Автоматизированная система контроля геометрических параметров графитовых ячеек  
реакторов ЭГП-6 ..... 20

**ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ**

*А.С. Шилина, В.К. Милинчук*

- Сорбционные свойства нового типа алюмосиликатного адсорбента ..... 24

**ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ**

*В.В. Калыгин, А.П. Малков, В.В. Пименов, А.Б. Овчинников*

- Учет накопления ядер лития-6 и гелия-3 в бериллиевых блоках при определении  
нейтронно-физических характеристик реактора «МИР» ..... 31

*А.М. Кузьмин, Н.А. Педан, Д.Н. Скороходов*

- Методы теории возмущений в задачах расчета эффектов реактивности ..... 38

*Ю.А. Кураченко, Ю.А. Казанский, Е.С. Матусевич*

- Подкритические системы для нейтрон-захватной терапии ..... 47

*Ю.А. Кураченко, Е.С. Матусевич, Ю.А. Прохоров, Г.Н. Фокин, П.А. Якубов*

- Расчетно-экспериментальное определение активности никелевых фольг  
в экспериментальном зале импульсного реактора БАРС-6 ..... 57

*Мин Мин Со, В.И. Наумов*

- Нейтронно-физический анализ перспективных топливных циклов реакторов типа CANDU с позиций  
эффективности использования природных ресурсов и показателей безопасности ..... 65

*С.А. Морозов, Д.М. Швецов, П.С. Шутов, С.С. Шутов*

- Определение среднего заряда в ионизационной камере ..... 74

**ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА**

*А.В. Безносов, О.О. Новожилова, С.Ю. Савинов*

- Экспериментальные исследования процессов теплообмена и профилей температур потока  
тяжелого жидкокометаллического теплоносителя ..... 80

*И.А. Чусов, В.А. Саркисов, Ю.С. Юрьев, Д.В. Зайцев*

- Численное моделирование распределения скорости и давления воды в проточной части  
модели реактора ..... 91

*И.А. Чусов, В.А. Саркисов, А.П. Лубенский, Ю.С. Юрьев, Д.В. Зайцев*

- Численный анализ влияния малых геометрических искажений проточной части гидромодели  
на распределения расходов в рабочих каналах корпусного реактора ..... 101

**МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

*П.А. Андросянко, К.М. Колганов*

- Прямой учет неопределенности исходных данных в расчетах методом Монте-Карло ..... 108

**МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА**

*С.М. Образцов, Г.А. Биржевой, Ю.В. Конобеев, В.И. Рачков, В.А. Соловьев*

- Нейросетевые эксперименты по взаимовлиянию легирующих элементов на механические  
свойства ферритно-мартенситных сталей с 12-процентным содержанием хрома ..... 119

## CONTENTS

### SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

- R.R. Alyev, S.T. Leskin*  
Method for Analysis of Serviceability of the Measuring System and Software for VVER-1000 ..... 4  
In-Core Monitoring .....

- Yu.V. Volkov, A.V. Sobolev*  
Analysis of Recent Human Reliability Analysis Methods at Nuclear Technologies ..... 13  
*A.I. Trofimov, S.I. Minin, M.G. Kalenishin, A.V. Nahabov*  
Automated Geometric Characteristic Inspection System of Graphite EGP-6 Reactor ..... 20

### ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

- A.S. Shilina, V.K. Milunchuk*  
Sorption Properties of New Type Alumosilicate Adsorbent ..... 24

### REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

- V.V. Kalygin, A.P. Malkov, V.V. Pimenov, A.B. Ovchinnikov*  
Estimates of Lithium-6 and Helium-3 Nuclei Accumulation in Beryllium Blocks  
for the MIR Reactor Neutronic Analysis ..... 31

- A.M. Kuzmin, N.A. Pedan, D.N. Skorohodov*  
Methods of Perturbation Theory in Calculations of Reactivity Effects ..... 38  
*Yu.A. Kurachenko, Yu.A. Kazansky, Eu.S. Matusevich*  
Subcritical Systems for Neutron Capture Therapy ..... 47

- Yu.A. Kurachenko, Eu.S. Matusevich, Yu.A. Prokhorov, G.N. Fokin, P.A. Yakubov*  
Experiment-Calculated Activation Rate of Nickel Foils in the Reactor Hall of the  
BARS-6 Pulsed Reactor ..... 57

- Min Min Soe, V.I. Naumov*  
The Neutron-Physical Analysis Of Perspective Fuel Cycles Of CANDU Reactors from Points of View  
of Natural Resources Utilization Effectiveness And Safety Indexes ..... 65

- S.A. Morozov, D.M. Shvetsov, P.S. Shutov, S.S. Shutov*  
The Determination of the average Charge in the Ion Chamber ..... 74

### THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

- A.V. Besnosov, O.O. Novozhilova, S.Yu. Savinov*  
Experimental Study of the Processes of Heat Exchange and Profiles of Temperature  
of the Flow of the Heavy Liquid Metal Heat-Transfer Agent ..... 80

- I.A. Chusov, V.A. Sarkisov, Yu.S. Yuryev, D.V. Zaytsev*  
Numerical Simulation of Velocity Distribution and Water Pressure in Reactor Model Setting ..... 91

- I.A. Chusov, V.A. Sarkisov, A.P. Loobenskiy, Yu.S. Yuryev, D.V. Zaytsev*  
Numerical Analysis of Influence Minor Geometrical Distortions of Flow-Through Part  
of the Hydraulic Model on Flowrates Distribution in Vessel-Type Reactor Working Channels ..... 101

### SIMULATION OF THE PROCESS PERFORMANCE IN NUCLEAR POWER FACILITIES

- P.A. Androsenko, K.M. Kolganov*  
Direct Taking into account the Initial Data Uncertainty during Monte Carlo Calculations ..... 108

### MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

- S.M. Obraztsov, G.A. Birzhevoy, Yu.V. Konobeev, V.I. Rachkov, V.A. Solovyev*  
Neural Network Experiments on Cross Influence of Alloying Elements on Mechanical  
Properties of 12 % Cr Ferritic-Martensitic Steels ..... 119

## КОЛОНКА РЕДАКТОРА

Совершенно незаметно летит время, и вот нашему журналу «Известия вузов. Ядерная энергетика» исполняется 15 лет. Срок небольшой, но за эти годы произошли значимые события, которые буквально перевернули нашу Россию. Журнал родился в те годы, когда финансирование науки стремительно падало, а занятие наукой становилось малопрестижным делом. Тем не менее, и тогда, и сейчас, когда возрождается наука России, наш журнал вносил и вносит свой небольшой вклад.

Издателем журнала «Известия вузов. Ядерная энергетика» является Обнинский государственный технический университет атомной энергетики, и это налагает особый отпечаток на его содержание, его авторов и читателей.

Наш журнал нельзя назвать «домашним», хотя количество публикаций, подготовленных учеными ИАТЭ и НИИ города, достигает 60%. Впрочем, это не удивительно, поскольку в Обнинске – городе науки – сосредоточены высококвалифицированные кадры в области ядерной энергетики и ядерных технологий.

География авторов журнала достаточно широка – это Москва, Екатеринбург, Санкт-Петербург, Томск, Нижний Новгород, Иваново, Озерск, Димитровград ... .

Радует, что значительный процент авторов – это люди моложе 40 лет.

За прошедшие пятнадцать лет издано более 70 номеров, в которых опубликовано около 1000 научных статей. В практике журнала – выпуск специальных номеров, посвященных знаковым событиям ядерной энергетики, – 10-летию Калининской АЭС, 40-летию Первой АЭС, 25-летию пуска энергоблока БН-600 Белоярской АЭС. Специальными выпусками были отмечены 100-летие А.И. Лейпунского, 80-летие В.И. Субботина и Б.Ф. Громова. Дополнительные выпуски позволяют редакции журнала сохранять свою особенность – сравнительно малый временной интервал (как правило, не более 3 мес.) от момента получения статьи до ее публикации.

У редакции все чаще появляются проблемы с отнесением той или иной статьи к рубрикам журнала. Это связано с тем, что название и направление журнала понимается авторами и рецензентами в более широком смысле: не только ядерная энергетика, но и ядерные технологии в различных областях науки и техники – производство и использование изотопов, биология, медицина, материаловедение. Другими словами, появляется необходимость вводить новые рубрики, отражающие интересы смежных областей знаний и деятельности. Для города науки и, особенно, для молодых ученых такое решение представляется целесообразным.

Достаточный уровень рецензирования работ обеспечивается силами ученых НИИ города.

Редакция с уверенностью смотрит в будущее и надеется на стабильное, как и в прошлые годы, издание журнала, на рост его популярности, на пополнение портфеля редакции интересными работами.

15 лет тому назад в первом выпуске журнала «Известия вузов. Ядерная энергетика» в «колонке редактора» было сказано, что «надо быть неисправимыми оптимистами, чтобы в наше время инициировать выпуск нового научно-технического журнала, да еще по проблемам ядерной энергетики». Время показало, что неисправимый оптимизм – не очень плохое качество и что оптимизм, надежды и энтузиазм еще не оставили стен высшей школы.



# МЕТОД АНАЛИЗА РАБОТОСПОСОБНОСТИ ИЗМЕРИТЕЛЬНОЙ СИСТЕМЫ И ПРОГРАММНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ ВНУТРИРЕАКТОРНОГО КОНТРОЛЯ ВВЭР-1000

**Р.Р. Алыев, С.Т. Лескин**

*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,  
г. Обнинск*



Представлен метод, который позволяет оценивать работоспособность измерительной системы внутриреакторного контроля, проводить сравнительный анализ результатов расчета энерговыделения в активной зоне реактора ВВЭР-1000 при использовании различного программного обеспечения системы внутриреакторного контроля (ПО СВРК), выявлять недостоверные показания датчиков контроля энерговыделения (ДПЗ) и идентифицировать аномалии в состоянии активной зоны. Метод использовался для анализа данных СВРК Калининской АС. Выявлены недостоверные показания измерительной системы. Проведено сравнение ПО СВРК различных версий.

## НЕОБХОДИМОСТЬ РАЗРАБОТКИ МЕТОДИКИ СРАВНЕНИЯ РАЗЛИЧНОГО ПРОГРАММНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ СВРК

С точки зрения классификации аварийных ситуаций аварии на активной зоне относятся к маловероятным событиям. Вероятность их возникновения  $10^{-4}$ – $10^{-6}$  на реактор-год. Однако последствия этих отказов настолько серьезны, что контролю безопасности и условиям эксплуатации активной зоны уделяется большое внимание. Критерии безопасной эксплуатации будут все более строгими, если принимать во внимание программу повышения мощности реакторных установок ВВЭР-1000 до 104%.

Основной системой, контролирующей состояние активной зоны, является внутриреакторный контроль (СВРК). Для ВВЭР-1000 в состав СВРК входит контрольно-измерительная система, которая состоит из 64 каналов измерения энерговыделения, в каждом из которых 7 ДПЗ, расположенных по высоте активной зоны, а также 95 термопар над ТВС. Одна из основных задач программного обеспечения СВРК (ПО СВРК) – восстановление объемного поля энерговыделения в активной зоне и корректировка физических коэффициентов модели активной зоны в зависимости от выгорания. Развитие вычислительной техники привело к разработке и внедрению более современного ПО СВРК. Например, в системах внутриреакторного контроля первого поколения восстановление поля энерговыделения и корректиров-

© Р.Р. Алыев, С.Т. Лескин, 2008

ка физических коэффициентов осуществлялись примерно за сутки, использование современной вычислительной техники и программного обеспечения позволяет выполнять такие же расчеты приблизительно за 4 с.

Модернизация программного обеспечения привела к тому, что на некоторых АЭС одновременно используются несколько программ расчета энерговыделения. Например, на первом блоке КлнАЭС параллельно работает ВК с ПО СВРК «Хортица» (старая версия) и «Хортица-М» (новая версия). Использование различных программ приводит к тому, что результаты оперативных расчетов могут различаться, и их анализ затруднен из-за отсутствия объективного критерия оценки достоверности результатов восстановления поля с использованием различного ПО.

В статье представлен статистический метод оценки состояния активной зоны, анализа работоспособности и программного обеспечения СВРК. Для этой цели используется разложение Карунена-Лоэва [1].

### **МЕТОД АНАЛИЗА РАБОТОСПОСОБНОСТИ СВРК**

Анализ работоспособности СВРК, согласно представленному методу, проводится в два этапа.

На первом этапе анализируются показания измерительной системы. Выделяются данные, отличающиеся от общей закономерности распределения энерговыделения в активной зоне. Определяется, являются ли выявленные отклонения недостоверными показаниями измерительной системы или локальным физическим процессом.

На втором этапе, после отбраковки недостоверных данных измерительной системы, ПО СВРК производит восстановление поля энерговыделения по всему объему активной зоны. Для оценки адекватности модели восстановления поля энерговыделения результаты расчета ПО СВРК сравниваются в единой системе координат с результатами расчетов энерговыделения по программе БИПР-7А, аттестованным кодом физического расчета для данного типа реакторов.

### **Анализ состояния измерительной системы контроля энерговыделения в активной зоне реактора**

Система контроля энерговыделения представляет собой 64 канала нейтронных измерений (КНИ), в каждом из которых по 7 датчиков (ДПЗ), равномерно распределенных по высоте активной зоны.

Состояние активной зоны представляем совокупностью  $K$  векторов ( $K_{\max} = 64$ , число КНИ в активной зоне), компоненты каждого из них – энерговыделение по показаниям измерительной системы ( $N=7$ ). Взаимное расположение векторов множества  $\{\vec{X}_i\}$  ( $i = 1, \dots, K$ ) в  $N$ -мерном пространстве ( $N=7$ ) определяет состояние измерительной системы СВРК и активной зоны.

В силу наличия общих закономерностей в распределении энерговыделения компоненты вектора  $\vec{X}_i$  находятся в сильной взаимной функциональной зависимости, поэтому выбранная система координат неортогональна.

С помощью линейного преобразования

$$\vec{X}_i = \sum_{j=1}^7 C_{ij} \vec{\Phi}_j, (i = 1, \dots, K, j = 1, \dots, 7), \quad (1)$$

где  $C_{ij}$  – коэффициенты разложения;  $\vec{\Phi}_j$  – элемент матрицы преобразования,  $i$ -й элемент множества может быть представлен в ортогональной системе координат.

Данное преобразование в распознавании образов называется разложением Карунена-Лоэва [1].

Линейное преобразование представляет собой разложение вектора по базису, т.е. по системе ортонормированных базисных векторов, которая определяется из уравнения

$$R \cdot \vec{\Phi}_j = \lambda_j \vec{\Phi}_j, \quad (2)$$

где  $R$  – корреляционная матрица, оцененная по выборке  $[K, N]$ ;  $\vec{\Phi}_j$  и  $\lambda_j$  – собственные векторы и собственные значения корреляционной матрицы.

Представлением исходного вектора измерений  $\vec{X}_i$  в новой системе координат будут коэффициенты разложения

$$\vec{C}_i = \Phi' \cdot \vec{X}_i, \quad (3)$$

где  $\Phi'$  – транспонированная матрица преобразования.

Основная идея рассматриваемого преобразования заключается в том, что разложение минимизирует среднеквадратичную ошибку при использовании лишь конечного числа базисных векторов. Другими словами, в новых координатах состояние объекта может быть описано меньшим числом переменных, при этом ошибка описания будет минимальной.

Согласно свойствам разложения, вклад каждого собственного вектора в описание дисперсии исходных данных пропорционален собственному значению.

Анализ данных показал:

- более 90% всей дисперсии может быть описано одной главной компонентой (собственный вектор, соответствующий максимальному собственному значению);
- первая главная компонента характеризует мощность в канале измерения;
- разброс показаний по второй главной компоненте (собственный вектор, соответствующий второму по величине собственному значению) значительно меньше и определяется отношением между показаниями энерговыделения нижней и верхней частей измерительных каналов.

В новой системе координат (первых двух главных компонентах) состояние активной зоны (общая закономерность связи между изменениями энерговыделения на данном уровне мощности) представляется достаточно компактным множеством (классом) [2]. Близость определяет непротиворечивость измерений, а отклонение измерений от класса определяется либо недостоверными показаниями измерительной системы, либо проявлением локального физического процесса.

### **Сравнение различных ПО СВРК**

Используя те же рассуждения, можно описать состояние активной зоны  $K$  точками ( $K_{\max} = 163$  ТВС) в  $M$ -мерном пространстве, где  $M = 16$  – число расчетных точек энерговыделения по высоте в каждой ТВС, полученных в результате физического расчета, заложенного в ПО СВРК. Для данного состояния активной зоны рассчитывается распределение энерговыделения в тех же точках по высоте для всех 163 кассет по программе БИПР-7А. Для сравнения результатов расчетов (методик) по выборке  $16 \times 2 \times 163$  оценивается корреляционная матрица, и расчеты ПО «Хортица» и БИПР-7А\* сравниваются в новой системе координат.

Данные функционалы значений энерговыделения, рассчитанного СВРК и БИПР-7А, подвергаются кластеризации (выделению классов, обладающих общими свойствами, например, ТВС, находящиеся на одной орбите симметрии).

---

\* В качестве объективной оценки используются расчеты по БИПР-7А.

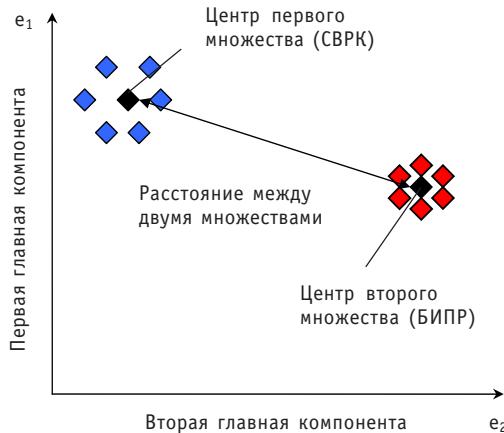


Рис.1. Пример представления двух кластеров в ортонормированной системе координат

Если для каждого момента времени получить положение класса в новой системе координат (как это показано на рис.1) и найти расстояние между центрами классов СВРК и БИПР-7А, анализируя изменение этого расстояния во времени для каждого класса, можно определить какая из используемых моделей (ПО) СВРК описывает состояние активной зоны наиболее «близко» к эталону, полученному в результате расчетов по программе БИПР-7А.

## АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ

Представленный «метод» использовался для анализа работы СВРК на первом, втором и третьем блоках КлинАЭС, на которых применяются различные системы внутриреакторного контроля.

На первом блоке – две системы ВРК верхнего уровня – это ВМПО «Хортица» и «Хортица-М». Обе на базе аппаратуры нижнего уровня «Гиндукуш».

На втором блоке – система ВРК ВМПО «Хортица» на базе аппаратуры нижнего уровня «Гиндукуш».

На третьем блоке – это СВРК-М с программой восстановления поля энерговыделения «Хортица-М».

## Результат анализа состояния измерительной системы контроля энерговыделения в активной зоне реактора

В качестве примера работы алгоритма рассмотрена работа СВРК на втором блоке в процессе 19-ой топливной кампании (2006–2007 гг.).

Состояние активной зоны было описано совокупностью векторов, где координаты  $i$ -го вектора представлялись следующим образом.

Пусть  $X_{ij}$  –  $j$ -я координата вектора  $\bar{X}_i$  (показание ДПЗ  $i$ -го КНИ на высоте  $j$ ), тогда координата вектора пересчитывается как

$$X_{ij} = X_{ij} - \bar{X}, \quad (4)$$

где  $\bar{X}$  – среднее на симметричных участках (орбитах симметрии) энерговыделение на высоте  $j$  (измерение энерговыделения датчиком  $j$ ).

На картограмме, представленной на рис. 2, показано положение симметричных по физическим характеристикам ТВС.

Результат преобразования представлен на рис. 3, из которого видно, что основная часть КНИ образует достаточно плотную группу, разброс внутри группы обусловлен статистическим разбросом измерений.

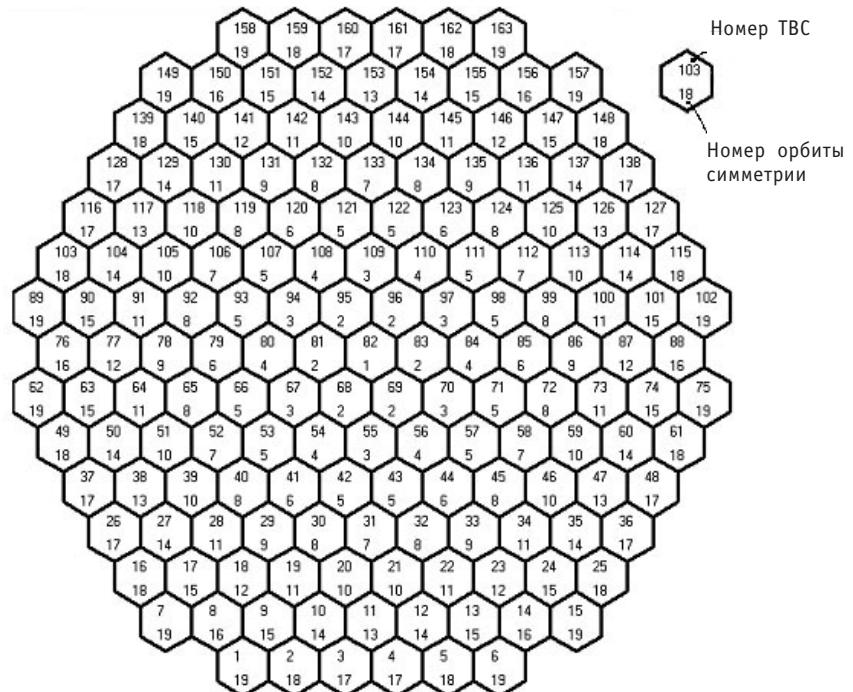


Рис. 2. Положение симметричных по физическим характеристикам ТВС

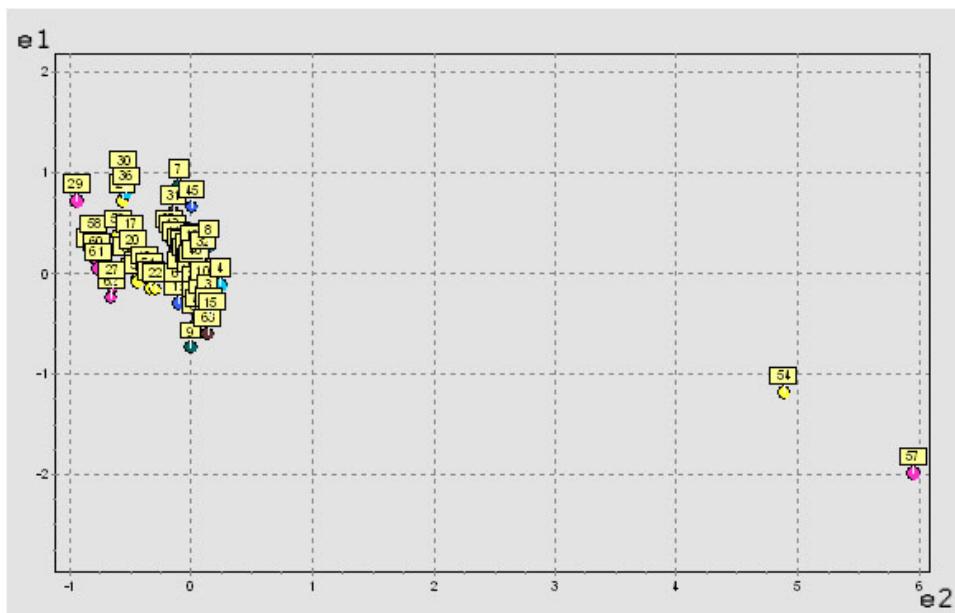


Рис. 3. Представление показаний ДПЗ в первых двух главных компонентах: II блок КлиАЭС, 10 эфф.сут до отбраковки

Из общей группы выделяются каналы №№ 54 и 57. После анализа показаний ДПЗ в данных каналах было выявлено, что показания ДПЗ №3 в них занижены примерно на 30%.

После отбраковки этих датчиков показания СВРК стали удовлетворительными (см. рис.4).

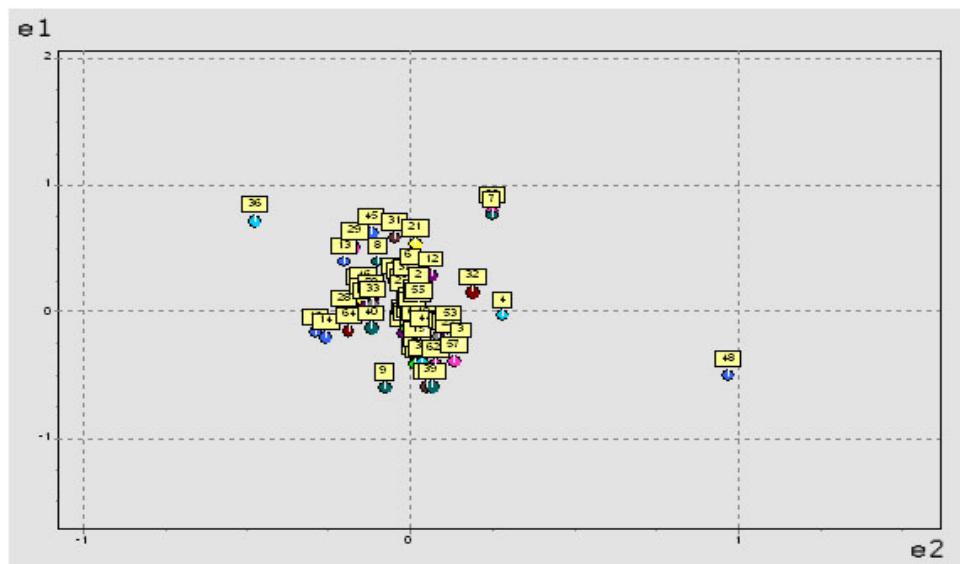


Рис. 4. Представление показаний ДПЗ в первых двух главных компонентах: II блок КлнАЭС, 10 эф.сут после отбраковки

По результатам анализа показаний ДПЗ СВРК всех блоков КлнАЭС сделан вывод, что состояние датчиков ВРК удовлетворительное.

## **Результат сравнения различных видов математического обеспечения СВРК**

Алгоритм сравнения работы различных вычислительных комплексов СВРК, а именно, программ восстановления поля энерговыделения, был применен к первому блоку КлинАЭС.

В качестве примера на рис. 5 представлено изменение евклидова расстояния в системе координат первых двух главных компонент во времени для двенадцатой орбиты симметрии:

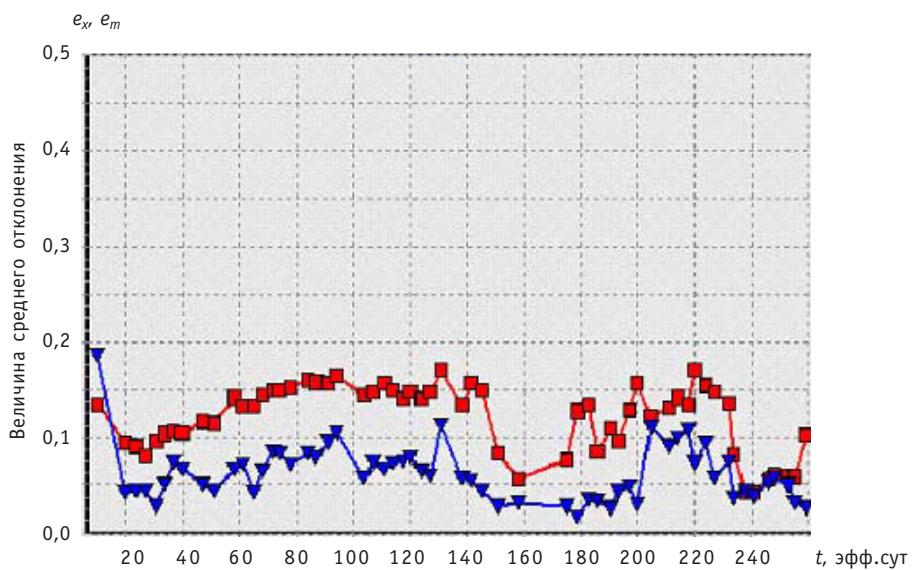


Рис. 5. Величина среднего отклонения от расчетов БИПР для различных видов ПО. Двенадцатая орбита симметрии 1 блока КлыАЭС:  $\square$  – ХМ;  $\nabla$  – МПО

$$e_m = \sqrt{(Y_{M1} - Y_{B1})^2 + (Y_{M2} - Y_{B2})^2}, \quad e_x = \sqrt{(Y_{X1} - Y_{B1})^2 + (Y_{X2} - Y_{B2})^2}, \quad (5)$$

где (см. рис. 1)  $Y_{M1}$ ,  $Y_{M2}$  – координаты центра класса расчетных значений энерговыделения ПО «Хортица М»;  $Y_{X1}$ ,  $Y_{X2}$  – координаты центра класса расчетных значений энерговыделения ПО «Хортица»;  $Y_{B1}$ ,  $Y_{B2}$  – координаты центра класса расчетных значений энерговыделения по программе БИПР-7А.

Выражения (5) характеризуют среднее отклонение расчетов, выполненных ПО СВРК, от расчетов по программе БИПР.

Из рис. 5 видно, что результаты расчетов по программе «Хортица» более правильно описывают поле энерговыделения, чем «Хортица М».

На рис. 6 и 7 представлены средние значения отклонений расчетов ПО СВРК различных версий от эталонного расчета по БИПР-7А и дисперсия этих отклонений:

$$\bar{e}_{sk} = \frac{1}{N_k} \sum_{i=1}^{N_k} e_{sik}, \quad e^2_{sk} = \frac{1}{N_k - 1} \sum_{i=1}^{N_k} (e_{sik} - \bar{e}_{sk})^2,$$

где  $N_k$  – количество измерений в течение 249 эфф. сут на  $k$ -ой орбите симметрии ( $k=1, \dots, 19$ );  $s = x, m$ .

Анализ результатов показывает, что ПО «Хортица» рассчитывает поле энерговыделения более правильно.

Пользуясь графиком рис. 7, можно определить орбиты симметрии, на которых расчетные значения энерговыделения ПО СВРК имеют большую погрешность, например, орбиты 8, 15 для ПО «Хортица М», орбита 13 для ПО «Хортица». Это может быть связано, например, с некорректным учетом в расчетах положения кластеров рабочих групп ОР СУЗ или отсутствием датчиков на данных орбитах.

На рис. 8 показан характерный пилообразный график с периодом  $\approx 20$  эфф. сут отклонения от расчетов БИПР-7А показаний ПО «Хортица». Такая зависимость обусловлена регламентом корректировки коэффициентов физической модели, используемой ПО «Хортица». Из графика можно сделать вывод о том, что если проводить корректировку чаще, то ПО «Хортица» будет производить восстановление поля энерговыделения еще более точно.

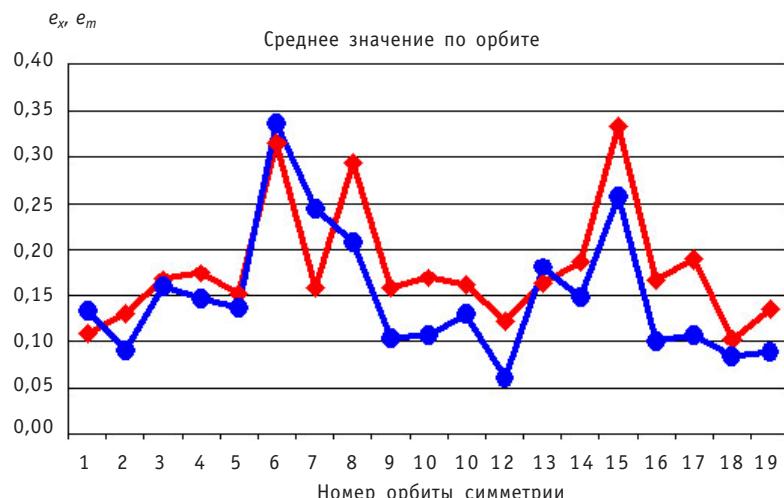


Рис. 6. Среднее значение отклонения с 0 по 259 эфф. сут. Блок №1 КлнАЭС: —◆— Хортица-М vs БИПР; —●— ВМПО vs БИПР

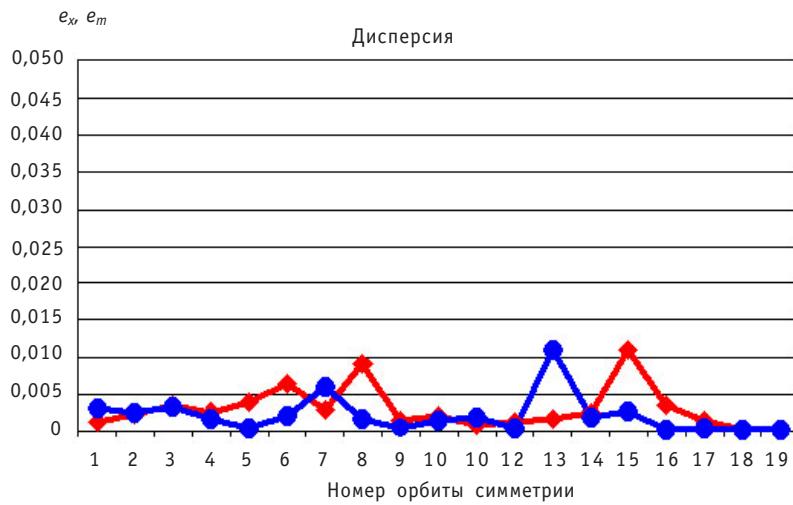


Рис.7. Дисперсия отклонения с 0 по 259 эффи. сут. Блок №1 КлнАЭС: —◆— Хортица-М vs БИПР; —●— ВМПО vs БИПР

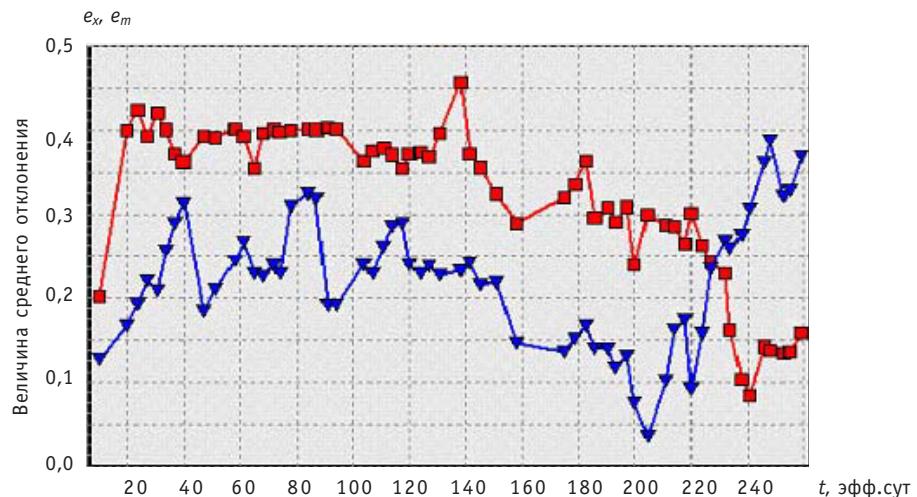


Рис. 8. Величина среднего отклонения от расчетов БИПР для различных видов ПО. Пятнадцатая орбита симметрии 1 блока КлнАЭС: —■— ХМ; —▼— МПО

Рис. 9 демонстрирует момент нарушения работы ПО «Хортица», связанного с несоответствием коэффициентов физической модели реальному выгоранию топлива в активной зоне. Таким образом, методика позволяет заранее определить момент наступления нарушения адекватного описания поля энерговыделения ПО СВРК и необходимость корректировки коэффициентов адаптации модели.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Представленный подход к анализу показаний СВРК позволяет

- выявлять недостоверные показания измерительной системы СВРК, не обнаруженные системой;
- определять отклонения в состоянии активной зоны, обусловленные физическим процессом;
- оценивать работоспособность СВРК;

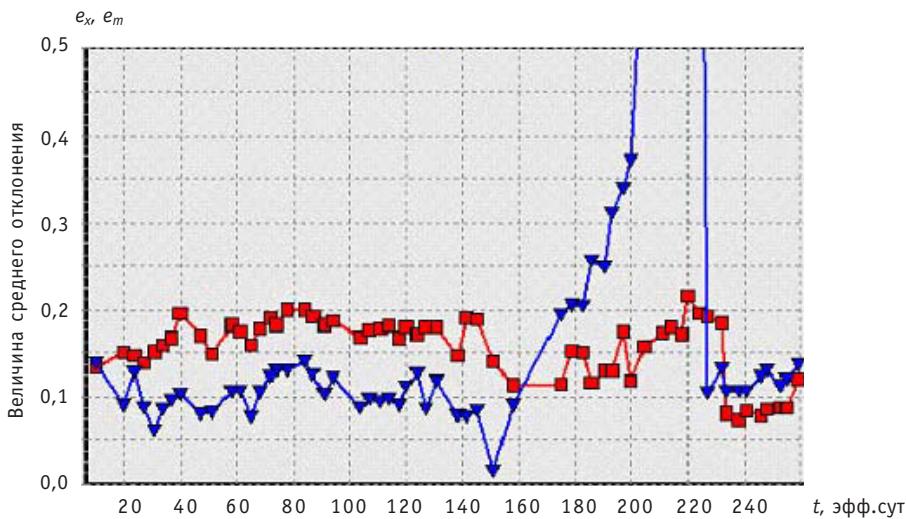


Рис. 9. Величина среднего отклонения от расчетов БИПР для различных видов ПО. Девятая орбита симметрии 1 блока КлнАЭС: ■ – ХМ; ▼ – МПО

- выполнять сравнительный анализ различного ПО СВРК;
- оценивать необходимость корректировки коэффициентов физической модели ПО СВРК.

Дальнейшее развитие представленных алгоритмов – включение в анализ состояния активной зоны данных температурного контроля на выходе из ТВС.

### **Литература**

1. Тудж., Гонсалес Р. Принципы распознавания образов. – М.: Мир, 1978.
2. Лескин С.Т. Статистическая модель диагностики активной зоны ВВЭР//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1996. – № 6. – С.33-39.

Поступила в редакцию 6.06.2008

# АНАЛИЗ СОСТОЯНИЯ СОВРЕМЕННЫХ МЕТОДОВ ОЦЕНКИ НАДЕЖНОСТИ ПЕРСОНАЛА В ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ

**Ю.В. Волков, А.В. Соболев**

*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,  
г. Обнинск*



В статье рассмотрены проблемные стороны современных методик анализа надежности персонала. Показана ошибочность путей развития методов анализа надежности персонала (АНП) в сторону расширения перечня учитываемых факторов, влияющих на персонал. Затронуты вопросы создания баз данных по происшествиям на АЭС для получения на основании анализа этой информации параметров, необходимых для выполнения ВАБ, а также даны рекомендации по организации таких систем. Представлена возможная классификация ошибок персонала.

Определяющим параметром, характеризующим безопасность установки, в современной ядерной индустрии принимается значение риска от ее использования [1, 2]. В свою очередь, оценки риска обладают таким негативным свойством, как высокая неопределенность результата [3]. Существенный вклад в эту неопределенность вносят данные о надежности персонала (оператора или смены).

Такое положение заставляет обратить серьезное внимание на современные методики АНП и актуализировать исследования в этой сфере. В современном мире известно более 50 методов АНП, все из которых могут быть классифицированы по следующим признакам:

- количественные и качественные;
- первого и второго поколения;
- холистические и аналитические;
- использующие множество и несколько факторов, влияющих на персонал (Performance Shaping Factors).

Поскольку результаты и методы АНП в данной работе рассматриваются с точки зрения дальнейшего их использования при выполнении вероятностного анализа безопасности (ВАБ), из рассмотрения исключены подходы и методы, дающие сугубо качественные результаты [4, 5]. Кроме того, рассмотрение не затрагивает методик первого поколения.

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ ВЕРОЯТНОСТЕЙ ОШИБОК ПЕРСОНАЛА В СОВРЕМЕННЫХ МЕТОДИКАХ АНАЛИЗА НАДЕЖНОСТИ ПЕРСОНАЛА

Современные методы АНП [6, 7] определяют вероятность ошибочных действий человека, работающего в конкретных условиях производства работ при выполне-

нии разного типа действий, на основании следующего соотношения

$$P = P^b \cdot \prod_{j=1}^J PSF_j, \quad (1)$$

где  $P$  – вероятность ошибки заданного типа при выполнении рассматриваемого действия в условиях конкретного рабочего места;  $P^b$  – базовая вероятность заданного типа ошибки в идеальных условиях;  $PSF_j$  – значение коэффициента, соответствующего  $j$ -му фактору, влияющему на персонал, определенному для конкретных условий реализации операции.

Соотношение (1) предполагает важное допущение о том, что факторы, воздействующие на персонал, независимы между собой. Это допущение, как указано в [8], крайне некорректно с точки зрения современной науки о человеке. Кроме этого, забегая вперед, необходимо отметить, что базовая вероятность по своей природе зависит от времени. Ясно, что величина этой вероятности будет различна для разных периодов ожидания/наблюдения.

Спорными являются также и методы определения значений  $P^b$  и  $PSF$ . Существует два различных подхода, заключающиеся в использовании

- 1) экспертных опросов (ATHEANA) [7];
- 2) статистических данных, верифицированных с другими методами (SPAR-H) [6].

## КРИТИКА СОВРЕМЕННЫХ МЕТОДОВ АНП

Наиболее часто критика современных методик АНП направлена на слабую предсказательную способность последних. Говоря другими словами, результаты, получаемые на основании современных методик АНП, слабо (и редко) согласуются с реальными наблюдениями.

Более серьезная критика со стороны представителей науки о человеке [8] направлена на необоснованность допущений, заложенных в эти методы. Так, базовая вероятность  $P^b$ , входящая в (1), подразумевает, что возможны условия «вакуума» внешнего воздействия (в том числе, воздействия со стороны общества и среды обитания). Кроме того, введение базовой вероятности означает, что базовая вероятность ошибки может быть определена независимо от контекста задачи/операции.

Существуют также претензии и со стороны пользователей результатов АНП (исполнителей ВАБ). В отношении базовой вероятности  $P^b$  претензии заключаются в том, что, во-первых, методы определения не соответствуют ее смыслу и различаются в корне для разных методик; во-вторых, вероятность ошибки/отказа человека зависит от времени.

Если принять, что ошибки/отказы персонала являются случайными редкими явлениями, то базовая вероятность ошибки персонала определенного типа должна была бы иметь экспоненциальную зависимость от времени вида

$$P^b(t) = 1 - e^{-\rho t}, \quad (2)$$

где  $t$  – время наблюдения,  $\rho$  – параметр распределения. Развивая мысль, можно прийти к заключению, что время до ошибки/отказа персонала может иметь распределение Вейбулла (экспоненциальное распределение является его частным случаем), поскольку для любого типа ошибки можно выделить составляющие ее «подтипы» (например, ошибка принятия решения может произойти из-за ошибки восприятия информации, ошибки построения перспективы развития ситуации, ошибки обработки исходной информации и т.д.).

В отношении факторов, влияющих на персонал, имеется не меньше (а то и больше) замечаний. Например, количество таких факторов варьируется в известных на сегодня методах АНП от 8 (SPAR-H) [6] до 40 (CREAM) [9]. Величины коэффи-

циентов, соответствующих некоторому конкретному фактору и его значению (например, такой фактор как *опыт*, и его значение – *высокий*), различны в разных методах.

По поводу использования факторов, влияющих на персонал, необходимо отметить, что количественное или качественное значение, характеризующее фактор, является по своей сути случайной величиной. Изучая все тот же, присутствующий во всех методиках АНП фактор «*опыт оператора*» на конкретном энергоблоке, можно прийти к выводу, что его значение меняется даже в течение суток. А что будет, если рассматривать значение этого фактора для десятка АЭС, каждая из которых состоит из нескольких энергоблоков?

Кроме того, противоречив сам учет опыта. Так, для часто встречающихся задач вероятность ошибки опытного оператора меньше, чем молодого. Однако при решении неординарных задач опытный оператор ошибается чаще, чем менее опытный.

Аналогично приведенному выше примеру с фактором «*опыт оператора*», можно рассмотреть и другие факторы. Но такое детальное рассмотрение всех известных факторов, влияющих на персонал, крайне трудоемко, и тем более трудоемко определение законов распределения для этих факторов и их параметров.

В качестве обоснования утопичности идеи учета всех мыслимых факторов, влияющих на человека-оператора, может быть приведен пример широко известного в современной гидрометеорологии «эффекта бабочки». Суть этого эффекта, доказанного посредством современной теории хаоса (теория катастроф или диссипативных систем), заключается в том, что при желании предсказать погоду более чем на неделю необходимо учитывать столь малые эффекты, как взмахи крыльев бабочки сегодня. Дело в том, что при прогнозе более чем на неделю, на погоду существенно влияют даже столь малые воздействия, как порханье бабочки.

Величины коэффициентов, которые ставятся в соответствие определенному значению конкретного фактора, являются также случайными в связи с различием личных качеств каждого человека. Кроме того, сами значения коэффициентов часто не увязаны с известными в современной психологии (психология труда, инженерная психология и т.д.) закономерностями.

## МНОГООБРАЗИЕ СОВРЕМЕННЫХ МЕТОДОВ АНП

Современные методики АНП отличаются огромным многообразием как по гипотезам, заложенным в их основу, так и по способам определения и учета базовых вероятностей и влияющих на персонал факторов.

Один из современных методов SPAR-H [6] предполагает разделение базовой вероятности ошибки персонала на два типа: ошибка диагностирования и ошибка выполнения. В то же время методика ATHEANA, изложенная в работе [7], предполагает определение вероятности ошибки персонала для каждого, важного для безопасности действия, присущего в контексте выполняемой операции/задачи. В дополнение необходимо отметить, что существует множество попыток увязать вероятность ошибки персонала с контекстом выполняемой задачи/операции [10].

Отечественные методики АНП предлагают не меньшее многообразие. Например, авторы [11] отмечают в работах отечественных специалистов по персоналу противоречивость классификации видов деятельности на уровне операций и действий. Там же приведена классификация типовых функций персонала, разработанная А.А. Деревянкиным на основе опыта проведения ВАБ АЭС, которая подразумевает три типа функций:

- функции, выполняемые в процессе нормальной эксплуатации;
- функции, выполняемые в процессе нормальной эксплуатации при техобслуживании систем и оборудования;

- функции, выполняемые после возникновения исходных событий в процессе развития аварий.

Современные методики анализа надежности персонала существенно отличаются как по составу учитываемых факторов, влияющих на персонал, так и по методам определения влияния этих факторов (величина коэффициента, соответствующего некоторому конкретному фактору). Наиболее гибкой в этом смысле, по мнению авторов этой статьи, является методика ATHEANA [7], поскольку к указанным в ней 17 основным факторам возможно также введение (при необходимости) дополнительных. Величина коэффициента, соответствующего некоторому конкретному фактору при учете его влияния на вероятность ошибки персонала, как было указано выше, определяется методами экспериментального опроса. Однако автор методики CREAM подчеркивает в [8] необходимость определения значения базовой вероятности и значений коэффициентов, соответствующих факторам, влияющим на персонал, на основании статистических данных. Кроме того, в статье [8] указывается необходимость создания базы данных по происшествиям на АЭС и данным тренировок персонала, в которой помимо фактов ошибок персонала должны фиксироваться также все возможные влияющие на персонал воздействия, условия выполнения и контекст операции/задачи. Создание такой базы в лучшем случае крайне затруднительно, а, по сути, невозможно, поскольку

• во-первых, при дальнейшей эволюции методик АНП будут также эволюционировать и допущения, заложенные в них, и при появлении методов следующего поколения эта база окажется не полной, а значит и не пригодной для них;

• во-вторых, выше было приведено обоснование утопичности идеи учета всех возможных факторов, влияющих на персонал; аналогично приходим к выводу о невозможности создания базы, содержащей абсолютно всю информацию о контексте, условиях выполнения и воздействиях на персонал.

Следует отметить, что методики определения вероятностей технических отказов оборудования, систем и комплексов для целей вероятностного анализа безопасности так же, как методики АНП, значительно разнятся как по допущениям/гипотезам, заложенным в них, так и по самим учитываемым явлениям. Однако анализ этих методик выходит за рамки данной статьи.

Рассматривая затронутый выше вопрос о базах данных, содержащих информацию по происшествиям с отказами оборудования и/или ошибочным действиям персонала, необходимо отметить, что в настоящий момент таких в Российской Федерации нет. Некоторыми аналогами такой базы могут служить архив во ВНИИ-АЭС, в котором содержатся отчеты комиссий о расследовании происшествий и база данных ОНИЦ «Прогноз», содержащая информацию по происшествиям, реализовавшимся из-за ошибок персонала.

Учет результатов тренировок оперативного персонала на полномасштабных тренажерах не ведется. В то время как эти данные могли бы существенно дополнить имеющуюся информацию о происшествиях, реализовавшихся из-за ошибок персонала, и тем более необходимы в условиях недостатка статистических данных.

Другим, и не менее важным вопросом является структурирование информации о происшествиях по признакам принадлежности к тому или иному типу отказа/ошибки. В качестве примера типов отказов для технических систем могут служить такие группирующие признаки происшествия как отказ электротехнического оборудования/элемента; отказ тепло-механического оборудования/элемента и др. Для ошибок персонала наиболее иллюстративны следующие типы ошибок: ошибка-промах («error of omission») или ошибка-заблуждение («error of commission»).

Выше указывались причины невозможности создания универсальной базы данных по происшествиям, реализовавшимся из-за ошибок персонала. Дополнитель-

ными доводами, приводящими к такому заключению, могут быть следующие. Пусть сегодня имеется база данных по ошибкам персонала, в которой вся информация разделена, например, по принадлежности к ошибкам мотивации и ошибкам промаха. Предположим, что через некоторое время будет необходимо (по разным причинам) выполнить структурирование этой информации по другим признакам (типам ошибок), например, ошибки диагностирования и ошибки исполнения. Для реализации этого мероприятия в лучшем случае потребуется большое количество человеко-часов работы квалифицированных специалистов, а в худшем, – задача будет выполнена со значительным искажением сути зафиксированных происшествий из-за недостатка информации в предшествующей базе данных для новой классификации.

Таким образом, для современных методов анализа надежности, в частности, АНП, существенна проблема приведения этих методик к единой идеологической структуре. Кроме того, не менее важны проблемы накопления статистических данных для анализов надежности в виде баз данных и проблемы структурирования в них статистических данных по признакам (типам). Все эти проблемы взаимосвязаны между собой и единственным решением может быть унификация методик на каждом этапе научно-технического развития и соответствующая унификация баз данных и признаков для группирования происшествий.

## **СПЕЦИФИКА МЕТОДОВ АНП, ОСНОВАННЫХ НА АНАЛИЗЕ СТАТИСТИКИ**

Суть одного из критериев, которому не удовлетворяет ни одна из рассмотренных методик, для методов АНП содержит требование «понятности» самой методики и получаемых на выходе результатов для их конечных пользователей (т.е. в данном контексте – исполнителей ВАБ). Так, в деревьях отказов невозможно найти такие отказы-ошибки персонала как «ошибка мотивации». Таким образом получаем несоответствие, или в некотором роде бесполезность методики АНП, оперирующей и выдающей результаты в виде вероятностей ошибок мотивации и промаха.

Может быть более адекватна методика SPAR-H [6], использующая такие базовые ошибки как «ошибки диагностирования» и «ошибки исполнения». Однако, как быть при такой классификации (структурировании) ошибок с происшествиями, которые реализовались сугубо из-за того, что оператор не заметил сигнала, например, о закрытии быстродействующего запорно-отсечного клапана (БЗОК) на блоке с ВВЭР-1000? Отнесение этой ошибки к ошибке диагностирования в данном случае некорректно.

По мнению авторов этой статьи, наиболее адекватная и исчерпывающая классификация ошибок персонала может быть сделана при их разделении на следующие типы:

- ошибки считывания информации;
- ошибки диагностики состояния установки;
- ошибки принятия решений;
- ошибки действий, реализующих решения.

Следует отметить, что такая классификация наиболее соответствует потребностям исполнителей ВАБ и никоим образом не касается методов АНП, преследующих другие цели.

Распределение времени между ошибками для каждого выделенного типа ошибок скорее всего должно подчиняться распределению Вейбулла. Основанием для этого служит следующее соображение: представленные типы ошибок содержат в себе множество различных конкретных ошибок, причем эти ошибки повторяются редко и случайно. Таким образом, распределение времени между идентичными

ошибками в каждой группе описывается экспоненциальным распределением (2). Однако, поскольку в каждой группе выделенного типа ошибки содержится множество конкретных ошибочных действий, то распределение времени между ошибками данного типа будет описываться распределением Вейбулла, интерпретируемым как распределение экстремального значения (т.е. времени до ближайшей ошибки заданного типа).

Правомерность утверждения о том, что конкретные ошибки повторяются редко, может быть обоснована следующими доводами. При реализации какого-либо происшествия, в том числе с ошибками персонала, для исключения его повторения осуществляются корректирующие действия. В случаях, когда при реализации происшествия зафиксированы ошибки оперативного персонала, корректирующие меры, чаще всего, носят административный характер и выглядят как введение дополнительных пунктов в процедуры и инструкции, проведение тренировок по реализовавшемуся сценарию и т.д. Однако по прошествии некоторого времени персонал, который участвовал в происшествии либо увольняется, либо переходит на следующие ступени карьерной лестницы. Сменившие участников происшествия сотрудники, со временем начинают формально относиться к введенному в результате реализации ошибки пункту процедуры или сценарию тренировки, поскольку не придают им большого значения. Таким образом может происходить повторение ошибки.

Несколько специфичен вопрос об учете ошибок ремонтного персонала. Их можно было бы отнести к отказам оборудования так же, как ошибки проектировщиков (недостатки проекта). С другой стороны, ошибки ремонтного персонала – это все-таки ошибки персонала. Однако выделение в этой группе каких-либо типов ошибок крайне неэффективно, и потому представляется целесообразным не производить классификацию ошибок ремонтного персонала на типы, а учитывать их как самостоятельный монотип.

Необходимо отметить также, что параметры закона распределения времени между ошибками для представленной классификации ошибок, полученные на основании обработки статистических данных, уже должны учитывать в себе совокупность факторов, влияющих на персонал. Попытка же выделения из исходной статистикой информации данных о количестве, качестве и степени (величина коэффициента, соответствующего некоторому конкретному фактору) влияния факторов, воздействующих/влияющих на персонал, представляется бессмысленной. Эти мероприятия внесут лишь дополнительную неопределенность, причем дважды: в первый раз на этапе их выделения при обработке статистических данных, а во второй – при учете влияния этих факторов в процессе выполнения непосредственно анализа.

В дополнение к представленным доводам о бессмысленности учета факторов, влияющих на персонал, при получении данных о вероятности ошибки на основании статистических данных, рассмотрим следующие примеры. По описанию одного из инцидентов, в процессе выполнения переключений обходчик реакторного отделения ошибся помещением (примерно на 10 м), и воздействовал на арматуру работающей системы, хотя этого не следовало делать. В данном примере ошибка заключается, в частности, в том, что человек не обратил внимания на маркировку помещений и арматуры (т.е. ошибка считывания). При выполнении этих операций у обходчика было более чем достаточно времени для безошибочного действия. В другом примере, приведенном выше, когда оператор не заметил сигнала о закрытии БЗОК, времени было не так уж и много. Таким образом, результаты, полученные при обработке статистики этих и других происшествий уже со-

держат в себе усредненное по величине и качеству влияние фактора «наличие достаточного времени».

Удовлетворение неистового желания учесть все мыслимые факторы, влияющие на персонал, осложнено тем, что различные факторы по-разному влияют на разные типы ошибок. Например, фактор «стресс» может сильнее влиять на ошибки диагностики, чем на ошибки действий.

В заключение следует отметить необходимость создания унифицированных баз данных, содержащих статистику происшествий всех типов, будь то отказы оборудования или ошибки персонала. Причем при структурировании информации по типам происшествий необходимо сохранять и первичные источники, такие как, например, отчеты комиссий по расследованию происшествий. Что касается унификации методик АНП и анализа надежности техники, то это просто необходимо, но сложности, возникающие здесь, носят не столько технический, сколько конъюнктурный характер.

В качестве итога необходимо отметить, что здесь рассмотрены проблемные стороны современных методов АНП, нацеленных на получение результатов, используемых в ВАБ. Кроме того предложены пути решения этих вопросов с использованием статистических данных. В дополнение представлена возможная классификация ошибок персонала и рекомендации к сохранению необходимой информации при создании баз данных по происшествиям на АЭС, в которых зафиксированы ошибки персонала. Показана ошибочность путей развития методов АНП в сторону расширения перечня учитываемых факторов, влияющих на персонал.

Авторы благодарят профессора Ю.В. Швыряева за плодотворные дискуссии по затронутой здесь теме, которые помогли им убедиться в собственной правоте.

### **Литература**

1. Швыряев Ю.В. и др. Вероятностный анализ безопасности атомных станций. Методика выполнения. – М.: ИАЭ им. И.В. Курчатова, 1992.
2. Волков Ю.В. Обобщение понятия риска на случай времязависимых его компонентов// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2003. – № 2.
3. Волков Ю.В. Надежность и безопасность ЯЭУ: Учебн. пособие. – Обнинск: ИАТЭ, 1997.
4. IAEA-TECDOC-632, Вена, 1991.
5. Hollnagel E. Accident analysis and barrier function, IFE, ver. 1 February 1999// <http://www.it.uu.se/research/project/train/papers> (1.06.2008).
6. The SPAR-H Human Reliability Analysis Method, Idaho National Laboratory, NUREG/CR-6883, Washington 2005.
7. ATHEANA User's Guide. NUREG-1880, U.S. NRC, Washington, 2007.
8. Hollnagel E. Human Reliability Analysis, 2002 // [http://www.ida.liu.se/~eriho/WhatIsHRA\\_M.htm](http://www.ida.liu.se/~eriho/WhatIsHRA_M.htm) (16.06.2008).
9. Boring R. Human Reliability Analysis Methods for Space Safety. NASA Risk Management Conference 2005. Session G: Human Error and Risk Assessment// <http://www.rmc.nasa.gov/presentations> (15.06.2008).
10. Petkov G. Retrospective Operators Performance Monitoring and Data-Mining// X Международная конф. «Безопасность АЭС и подготовка кадров»: Тез. докладов. Ч. 1. – Обнинск: ИАТЭ, 2007. – С. 133.
11. Анохин А.Н., Острийковский В.А. Вопросы эргономики в ядерной энергетике. – М.: Энергоатомиздат, 2001.

Поступила в редакцию 27.06.2008

# АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ СИСТЕМА КОНТРОЛЯ ГЕОМЕТРИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ГРАФИТОВЫХ ЯЧЕЕК РЕАКТОРОВ ЭГП-6

**А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.Г. Каленишин, А.В. Нахабов**  
*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,  
г. Обнинск*



В работе представлена автоматизированная система контроля геометрических параметров графитовых ячеек реакторов ЭГП-6. Приведены устройство системы и алгоритм обработки информации, поступающей от измерительных датчиков.

Графитовая кладка является одним из основных элементов активной зоны реакторов ЭГП-6. Тепловыделяющие сборки расположены в вертикальных отверстиях графитовой кладки – ячейках. При работе реактора под действием радиоактивного излучения и температуры изменяются физические свойства графита. Происходит разбухание графитовых блоков, что приводит к изменению диаметра и искривлению ячейки по высоте.

В проблемной лаборатории ИАТЭ «Контроль и диагностика АЭС» разработана автоматизированная система контроля геометрических параметров графитовых ячеек реакторов ЭГП-6. В ее состав входят измерительный зонд с датчиками, кабель, электронный блок регистрации и обработки информации, ЭВМ (рис. 1).

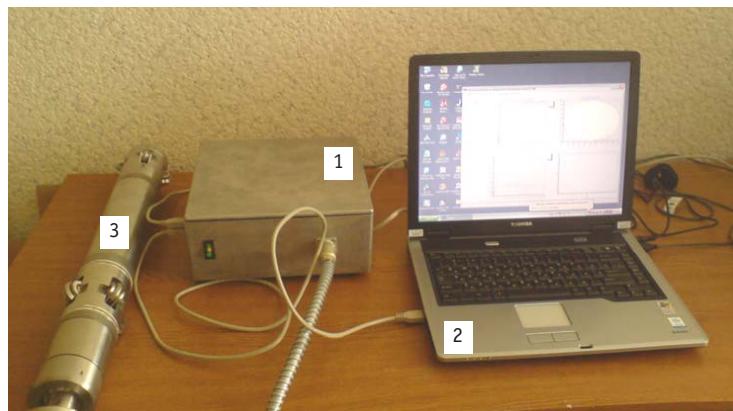


Рис. 1. Внешний вид автоматизированной системы контроля: 1 – электронный блок регистрации и обработки информации, 2 – ЭВМ, 3 – измерительный зонд

---

© А.И. Трофимов, С.И. Минин, М.Г. Каленишин, А.В. Нахабов, 2008

Измерительный зонд представляет собой герметично закрытую с обоих концов трубу, в которой находятся датчики. Зонд через шарнирное соединение соединен со штангой и перемещается вдоль ячейки кран-балкой. Зонд снабжен верхними и нижними центрирующими роликами и соединен с электронным блоком регистрации и обработки информации кабелем, который защищен металлическим проводом и прокладывается во внутренней полости штанги.

Контроль диаметра осуществляется при помощи четырех датчиков перемещения 1–4, связанных с нижними роликами. Каждый из датчиков механически связан с одним роликом, который непосредственно соприкасается со стенкой ячейки. В верхней части зонда расположен датчик контроля искривления (инклинометр), который измеряет углы наклона зонда в двух взаимно перпендикулярных плоскостях и выдает информацию об углах наклона в цифровом виде по интерфейсу RS-485.

В измерительном блоке регистрации и обработки информации размещены АЦП, нормирующие преобразователи, преобразователь интерфейса. Каждый из датчиков линейного перемещения 1–4 соединен по трехходовой схеме с нормирующим преобразователем 1–4. Сигналы измерений от каждого преобразователя в вольтах поступают на многоканальный АЦП, который передает полученные данные по интерфейсу USB на ЭВМ. Данные инклинометра поступают на конвертер интерфейса, предназначенный для преобразования интерфейса RS-485 в USB. После преобразователя интерфейса данные инклинометра поступают на ЭВМ.

В ЭВМ осуществляется сбор, хранение и обработка информации измерительных датчиков. Блок-схема алгоритма сбора и обработки информации представлена на рис.3. Перед проведением контроля оператор заполняет протокол. Контроль проводится при движении контролирующего зонда вверх с заданной скоростью. С датчиков линейного перемещения снимаются показания и на их основе вычисляются значения диаметров. С инклинометра считываются показания углов отклонения. На основе этих данных высчитываются абсолютные отклонения от оси. Все получаемые данные отображаются на дисплее и записываются на жесткий диск.

Программное обеспечение построено по двухуровневому принципу. На верхнем уровне расположен управляющий программный блок, который выполняет все

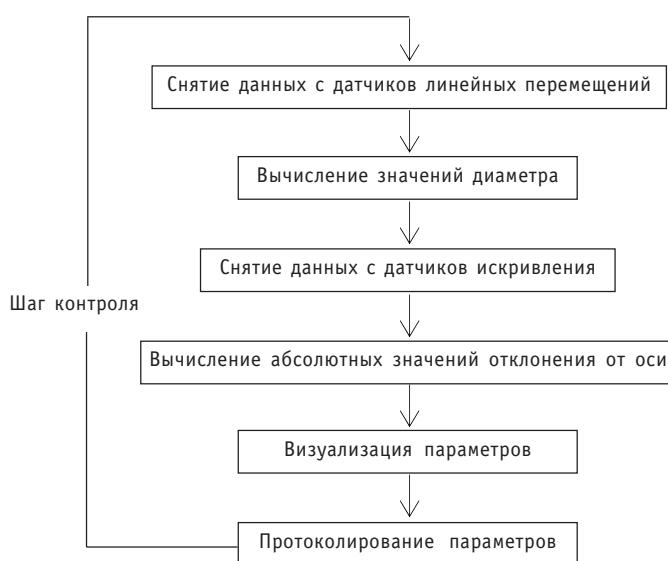


Рис. 2. Алгоритм контроля

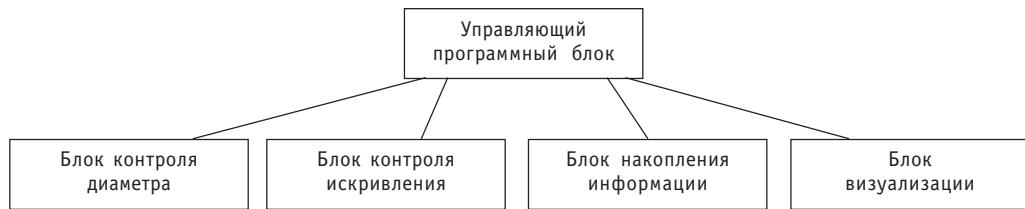


Рис.3. Схема организации ПО

координирующие действия. Он отвечает за организацию контроля и взаимодействие остальных блоков. На нижних уровнях располагаются программные блоки, взаимодействующие с отдельными устройствами и обеспечивающие дополнительные функции. В состав программного обеспечения входят следующие программные блоки: обработки информации от датчиков линейного перемещения, обработки информации инклинометра, накопления информации, визуализации. Схема организации программного обеспечения показаны на рис. 3. Каждый из блоков может содержать несколько внутренних подпрограмм.

В блоке обработки информации от датчиков линейного перемещения производится считывание данных в несколько итераций с последующим усреднением получаемых значений. Полученные усредненные значения четырех датчиков линейного перемещения поступают в блок подсчета. По формуле подсчета с использованием заданных заранее коэффициентов подсчитываются два – значения диаметров по двум взаимно перпендикулярным осям. Полученные значения диаметров передаются в блок накопления информации.

В блоке обработки информации инклинометра каждый отчет представляет собой два числа, соответствующих отклонениям по осям ZX и ZY (ось Z является продольной по отношению к контролирующему зонду).

Блок накопления информации обеспечивает сохранение сформированного пакета в накопителе (жесткий диск ЭВМ). На каждом шаге контроля в блок-накопитель отправляется информационный пакет, содержащий следующие данные:

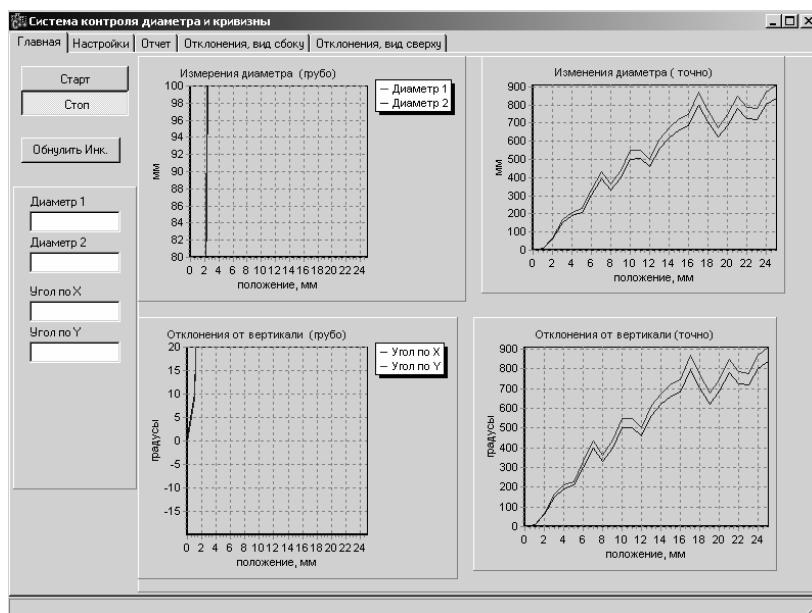


Рис. 4. Окна представления измерительной информации

время отчета, вертикальная координата (подсчитывается на основе времени и заданной в протоколе скорости подъема), углы отклонения от оси, подсчитанные абсолютные отклонения от оси, подсчитанные диаметры. Перед началом контроля оператор заполняет протокол контроля, который сохраняется вместе с данными измерений. Таким образом программное обеспечение позволяет накапливать и хранить данные измерений в структурированном виде.

Блок визуализации обеспечивает отображение данных, поступающих во время процедуры контроля в реальном времени. Отображение данных реализовано в виде набора графиков, показанных на рис. 4. Каждая пара графиков отображает данные в грубом и точном масштабах. Для параметра искривления визуализируются также абсолютные отклонения от продольной оси. Для этого строятся два графика: в системах координат «координата–отклонение» (по каждой из двух осей) и «отклонение–отклонение», так называемая мишень (рис. 5).

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

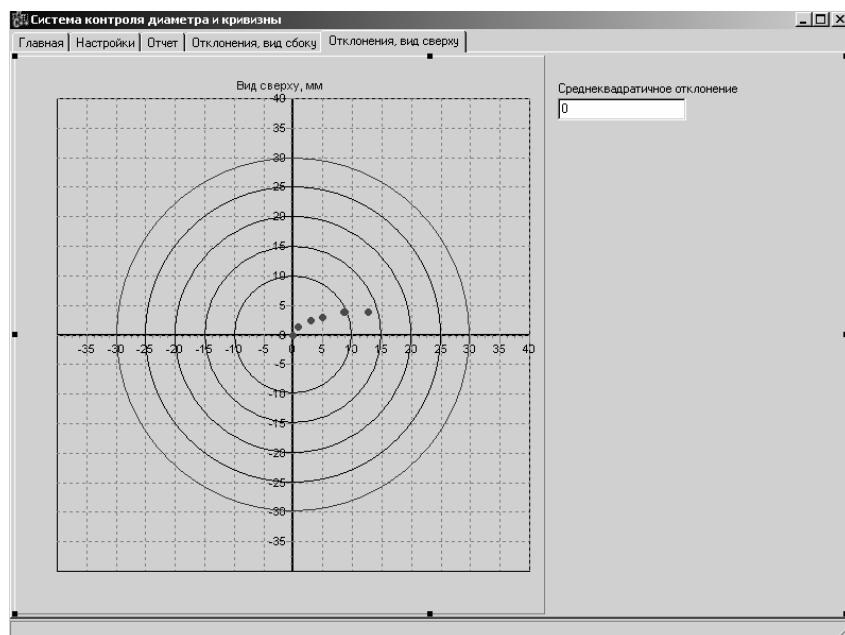


Рис. 5. Представление данных об искривлении в виде мишени

Автоматизированная система контроля геометрических параметров графитовых ячеек позволяет проводить измерения диаметра и искривления с высокой точностью. Погрешность измерения диаметра составляет 0.01 мм, измерения углов – 0.05 град. Представление значений диаметров осуществляется на двух графиках, отличающихся масштабом (грубый и точный). Значения искривления представляются графиками углов и в виде «мишени» ячейки.

## Литература

1. Трофимов А.И., Балдин В.Д., Григорьев М.В. Диагностика и ремонт конструкций активной зоны энергетических ядерных реакторов РБМК-1000. – М.:Энергоатомиздат,2001.

Поступила в редакцию 24.10.2007

# СОРБЦИОННЫЕ СВОЙСТВА НОВОГО ТИПА АЛЮМОСИЛИКАТНОГО АДСОРБЕНТА

**А.С. Шилина, В.К. Милинчук**

*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,  
г. Обнинск*



Исследованы структура и адсорбционные свойства нового синтезированного авторами аморфного алюмосиликатного сорбента. Удельная площадь поверхности сорбента составляет 700 м<sup>2</sup>/г, размеры частиц порошка сорбента лежат в интервале от 2 до 20 мкм. Сорбционная емкость сорбента составляет по катионам: кальция – 130 мг/г, железа 670 мг/г, кобальта – 60 мг/г, никеля – 100 мг/г, свинца – 40 мг/г и стронция – 300 мг/г. Сорбент может эффективно адсорбировать ионы этих металлов из кипящих растворов, а также сохраняет свои сорбционные свойства после термической обработки до 600°С.

## ВВЕДЕНИЕ

В практике обработки загрязненных вод, например, радиоактивных вод АЭС, обычно используются такие твердые сорбенты как перлит, диатомит, активированный уголь, а также синтетические сорбенты на основе оксидов тяжелых металлов [1]. Однако эти сорбенты очищают воду только от мелкодисперсных и коллоидных примесей. Перлит и диатомит обладают низкой термической стойкостью – до 45°С. Активированные угли обладают высокой зольностью (6 – 10%) и поэтому перед загрузкой в фильтры они промываются раствором соляной или серной кислот. Применение таких сорбентов как цеолиты, которые обладают ионообменными свойствами и способны очищать воду от растворенных солей, ограничено их высокой стоимостью. Из-за высокой стоимости и дефицитности сорбентов, особенно высокотермостойких, не нашли пока широкого применения сорбционные методы, например, при обработке радиоактивных вод при высоких температурах. В то же время большие коэффициенты очистки и возможность обработки воды без снижения температуры и потери тепла делают сорбционный метод перспективным, например, для удаления радиоактивных продуктов коррозии из воды первого контура ядерного реактора. Таким образом, наиболее широко используемые сорбенты не позволяют удалять из воды растворенные соли и имеют низкую термическую стойкость. Поэтому актуальным является применение для очистки воды новых видов сорбентов, с помощью которых можно очищать воду от примесей, находящихся в молекулярно-дисперсном состоянии, в том числе и при высоких температурах.

На кафедре общей и специальной химии ИАТЭ проводятся систематические исследования, направленные на поиск новых недорогих адсорбентов, которые

---

© А.С. Шилина, В.К. Милинчук, 2008

обладали бы высокой сорбционной эффективностью по отношению к соединениям различных металлов, находящимся в воде. В настоящей статье приведены результаты исследований структуры и адсорбционных свойств синтезированного авторами нового типа алюмосиликатного адсорбента, который может быть применен для очистки природных и промышленных сточных вод.

### МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

Адсорбент представляет собой легкий порошок серого цвета с насыпной плотностью  $0.30 \pm 0.05 \text{ г}/\text{см}^3$ , не растворяющийся в воде, кислотах и щелочах, очень тугоплавкий, выдерживающий температуру до  $600^\circ\text{C}$ . Мельчайшие частицы этого порошка имеют размеры 2–20 мкм, что видно на снимке, сделанном цифровым фотоаппаратом с высоким разрешением Motic 3 (рис.1).

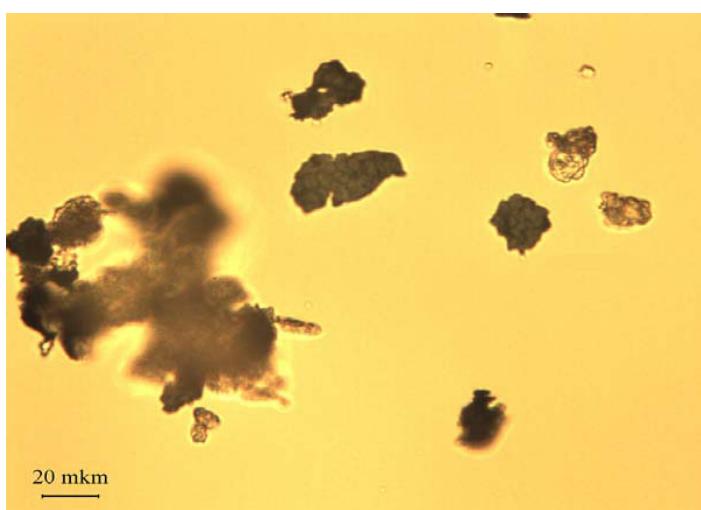


Рис. 1. Фотография образца сорбента

Методом рентгеноструктурного анализа, выполненном на рентгеновском стационарном аппарате ДРОН-2.0, установлено, что синтезированный адсорбент имеет аморфную структуру. Природные и синтетические алюмосиликаты имеют структуру, представляющую собой бесконечный объемно-увязанный каркас из тетраэдров  $\text{SiO}_4$  и  $\text{AlO}_4$ , в пустотах которого расположены ионы натрия, кальция и калия [2]. В ходе синтеза сорбента образуется большое количество газообразного водорода, который, выделяясь, пронизывает нанопорами конечный продукт, т.е., вероятно, полученный нами образец аморфного алюмосиликата наноструктурирован.

Для определения удельной поверхности адсорбента находили максимальную избыточную  $\Gamma_{\max}$  (гиббсовскую) и максимальную адсорбцию  $a_{\max}$  [3]. Удельная поверхность адсорбента  $S_{\text{уд}, \max} = a/\Gamma_{\max}$  составила  $700 \pm 50 \text{ м}^2/\text{г}$ .

Для определения сорбционной емкости сорбента были приготовлены серии модельных растворов солей металлов разной концентрации и вспомогательные растворы из реактивов марки «хх» и «чда». Все растворы готовили на дистиллированной воде. После обработки модельных растворов адсорбентом и достижения сорбционного равновесия (через 2–3 сут) растворы фильтровали через фильтр «синяя лента» ТУ 6-09-1678-95. Равновесную концентрацию металла определяли спектрофотометрическим, потенциометрическим, титrimетрическим и гравиметрическим методами [4]. По полученным данным строили изотермы Лэн-

гмюра  $a=f(c_{\text{равн}})$  и  $1/a=f(1/c_{\text{равн}})$ , где  $a$  – адсорбция в мг/г,  $c_{\text{равн}}$  – равновесная концентрация металла в мг/мл. Графически определяли максимальную адсорбцию и считали ее сорбционной емкостью.

## РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

### Определение концентрации кальция и магния при совместном присутствии и сорбционной емкости по кальцию

Для изучения сорбции катионов кальция и магния использовали водопроводную воду и два модельных раствора, имеющих общую жесткость 20 мэкв/л (10 мэкв/л по  $\text{Ca}^{2+}$  и 10 мэкв/л по  $\text{Mg}^{2+}$ ) и 130,5 мэкв/л (22,5 мэкв/л по  $\text{Ca}^{2+}$  и 108 мэкв/л по  $\text{Mg}^{2+}$ ). Последний модельный раствор имеет жесткость, равную средней жесткости мирового океана. Модельные растворы были приготовлены из реагентов сульфата магния ( $\text{MgSO}_4 \cdot 7\text{H}_2\text{O}$ ) и нитрата кальция ( $\text{Ca}(\text{NO}_3)_2$ ). Концентрацию катионов кальция и магния до сорбции и после сорбции определяли комплексонетрическим методом с использованием 0,05М двунатриевой соли этилендиаминтетрауксусной кислоты (ЭДТА) в качестве рабочего раствора [4].

Было найдено, что 1 г сорбента полностью устраняет жесткость 100 мл водопроводной воды, а 5 г сорбента полностью удаляют кальций и в 3 раза снижают жесткость по магнию из 100 мл модельного раствора, суммарная жесткость которого соответствует жесткости воды мирового океана (табл.1).

Для катионов кальция была получена изотерма адсорбции Лэнгмюра (рис.2) и найдена сорбционная емкость сорбента по данному катиону, которая составила  $120 \pm 20$  мг/г (рис. 3). Данные результаты получены из серии параллельных опытов.

Таблица 1

### Сорбционная способность высокотермостойкого аморфного сорбента по отношению к катионам кальция и магния [5]

Масса сорбента, г	Водопроводная вода Общ. жест. – 3.8 мэкв/л, $\text{Ca}^{2+}$ – 2.0 мэкв/л, $\text{Mg}^{2+}$ – 1.8 мэкв/л			Модельная смесь 1 Общ. жест. – 20 мэкв/л, $\text{Ca}^{2+}$ – 10 мэкв/л, $\text{Mg}^{2+}$ – 10 мэкв/л			Модельная смесь 2 Общ. жест. – 130,5 мэкв/л, $\text{Ca}^{2+}$ – 22,5 мэкв/л, $\text{Mg}^{2+}$ – 108 мэкв/л		
	Остаточная общая жесткость, мэкв/л	Остаточная жесткость $\text{Ca}^{2+}$ , мэкв/л	Остаточная жесткость $\text{Mg}^{2+}$ , мэкв/л	Остаточная общая жесткость, мэкв/л	Остаточная жесткость $\text{Ca}^{2+}$ , мэкв/л	Остаточная жесткость $\text{Mg}^{2+}$ , мэкв/л	Остаточная общая жесткость, мэкв/л	Остаточная жесткость $\text{Ca}^{2+}$ , мэкв/л	Остаточная жесткость $\text{Mg}^{2+}$ , мэкв/л
0.5	0.8	0.4	0.4	–	–	–	128	20	108
1.0	0.2	0.1	0.1	5.0	0.5	4.5	113	5	108
2.0	0.1	0	0.1	1.5	0	1.5	95	0	95
3.0	0	0	0	0.5	0	0.5	80	0	80
4.0	0	0	0	–	–	–	60	0	60
5.0	0	0	0	–	–	–	40	0	40

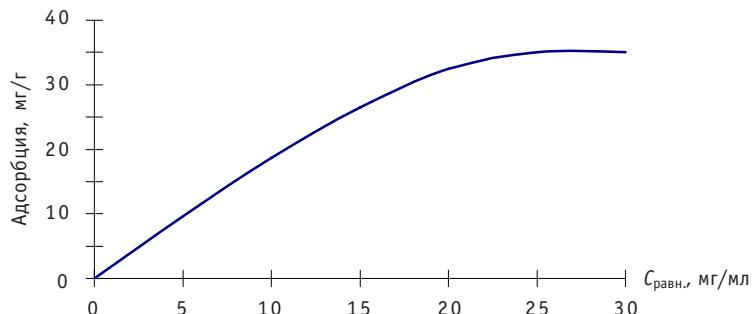


Рис. 2. Изотерма Лэнгмюра для катионов  $\text{Ca}^{2+}$

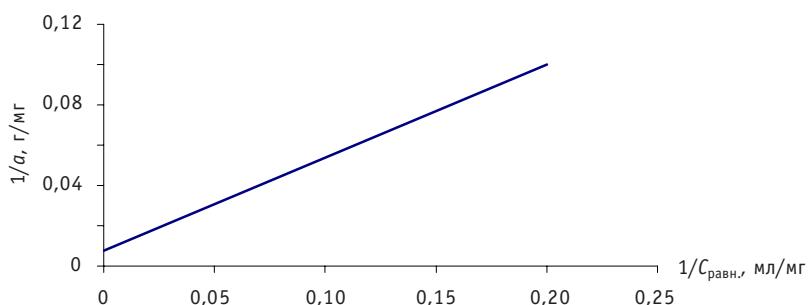


Рис. 3. Изотерма адсорбции для катионов  $\text{Ca}^{2+}$  в линейных координатах

### Определение концентрации железа (III) и сорбционной емкости по железу

Катионы  $\text{Fe}^{3+}$  определяли с помощью сульфосалициловой кислоты спектрофотометрическим методом, используя спектрофотометр КФК-3. Готовили серию стандартных растворов  $\text{FeCl}_3$ , получали окрашенный комплекс и фотометрировали относительно воды при  $\lambda_{\text{max}} = 510 \text{ нм}$  ( $\epsilon_{\text{max}} = 1,8 \cdot 10^3$ ). На основе полученных данных строили градуировочный график. Сорбционную способность адсорбента проверяли на модельных растворах хлорида железа (III) с концентрациями 1.5; 3.0; 5.6 и 8.4 мг/мл. По данным о равновесных концентрациях  $\text{Fe}^{3+}$  строили изотерму адсорбции Лэнгмюра (рис. 4).

По изотерме адсорбции в линейных координатах определяли сорбционную емкость сорбента по железу (рис. 5). Она составила  $650 \pm 50 \text{ мг/г}$ .

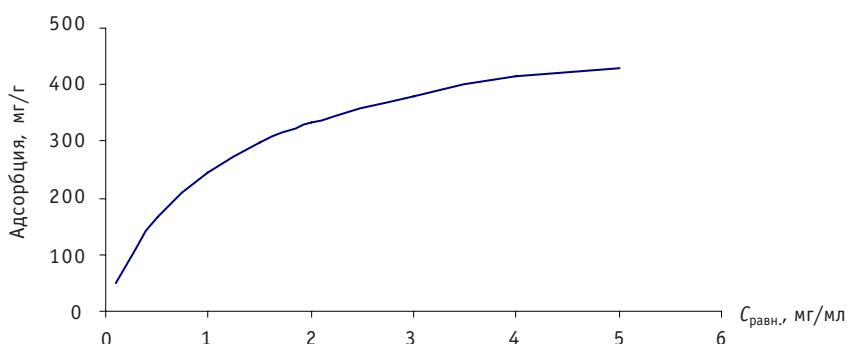
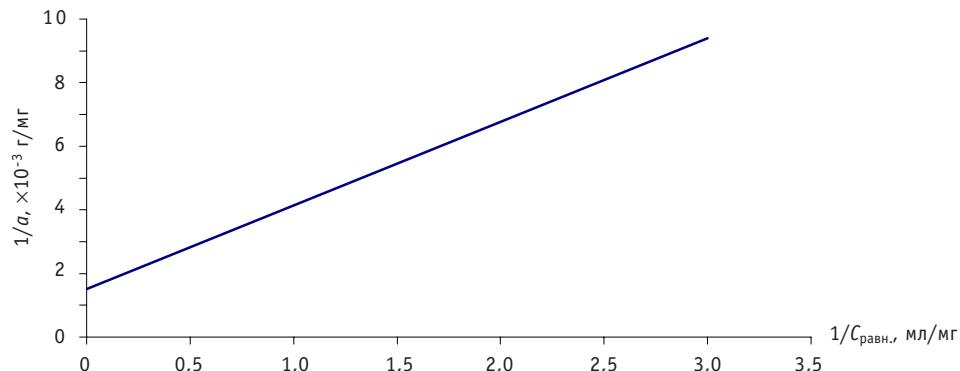


Рис. 4. Изотерма адсорбции для катионов  $\text{Fe}^{3+}$

Рис. 5. Изотерма адсорбции для катионов  $\text{Fe}^{3+}$  в линейных координатах

### Определение концентрации никеля и сорбционной емкости по никелю

Никель определяли с помощью диметилглиоксами спектрофотометрическим методом (КФК-3). В щелочной среде в присутствии окислителя никель образует с диметилглиоксом растворимый в воде красно-коричневый комплекс. Для изучения сорбционной способности сорбента относительно катионов никеля (II) готовили серию модельных растворов сульфата никеля ( $\text{NiSO}_4 \cdot 7\text{H}_2\text{O}$ ) с концентрациями 0.5; 1.0; 2.0; 3.0; 5.0 и 10.0 мг/мл. Предварительно получив градуировочную зависимость оптической плотности от концентрации никеля [4], определяли равновесную концентрацию никеля в модельных растворах. Фотометрировали растворы относительно воды при  $\lambda_{\text{max}} = 470 \text{ нм}$  ( $\varepsilon_{\text{max}} = 1,3 \cdot 10^4$ ). На основе полученных данных строили изотермы адсорбции Лэнгмюра и графически определяли максимальную сорбционную емкость, которая составила  $110 \pm 20 \text{ мг}/\text{г}$ .

### Определение концентрации свинца и сорбционной емкости по свинцу (II)

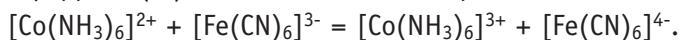
Равновесную концентрацию катионов  $\text{Pb}^{2+}$  после наступления адсорбционного равновесия определяли методом прямой потенциометрии. В качестве индикаторного электрода использовали ионоселективный электрод (ИСЭ) на свинец, в качестве электрода сравнения — хлорид-серебряный электрод. Измерения проводили на рН-метре pH -123. Предварительно проводили калибровку электрода. Для этого готовили серию стандартных растворов путем последовательного разбавления исходного стандартного раствора нитрата свинца (II) с концентрацией  $10^{-1}\text{M}$ . Во все растворы вводили избыток индифферентного электролита (нитрата калия) для создания постоянной ионной силы. Устанавливали зависимость между потенциалом электрода и концентрацией  $\text{Pb}^{2+}$  и отображали ее графически в координатах  $E - pc_i$ , где  $E$  — потенциал индикаторного электрода (мВ),  $pc_i$  — отрицательный десятичный логарифм концентрации катионов  $\text{Pb}^{2+}$ .

Модельные растворы нитрата свинца ( $\text{Pb}(\text{NO}_3)_2$ ) с концентрациями  $10^{-1}$ – $10^{-6}\text{M}$  приводили в соприкосновение с сорбентом и после достижения сорбционного равновесия определяли концентрацию свинца в фильтрате. Сорбционную емкость определяли графически по изотерме адсорбции, она составила  $50 \pm 10 \text{ мг}/\text{г}$ .

### Определение концентрации кобальта (II) и сорбционной емкости по кобальту (II)

Равновесную концентрацию катионов  $\text{Co}^{2+}$  после наступления адсорбционного равновесия определяли методом окислительно-восстановительного потенци-

ометрического титрования (ПТТ). Окислительно-восстановительное титрование кобальта основано на реакции окисления аммиачных комплексных ионов кобальта (II) гексацианоферрата (Ш) калия в аммиачной среде:



В качестве индикаторного электрода использовали платиновый электрод, в качестве электрода сравнения – хлорид-серебряный электрод; в качестве титранта использовали 0.05 М стандартный раствор гексацианоферрата (Ш) калия. ПТТ проводили на pH-метре pH – 12.3. Конечную точку титрования определяли из дифференциальной кривой титрования, построенной в координатах  $\Delta E/\Delta V = f(V)$ , где  $E$  – значение потенциала, мВ,  $V$  – объем добавленного титранта, мл. Концентрацию кобальта в испытуемом растворе рассчитывали, используя закон эквивалентов. Сорбцию кобальта проводили из четырех модельных растворов нитрата кобальта с концентрацией 0.005; 0.050; 0.100 и 0.300 М. Сорбционная емкость, определенная графически с помощью изотермы Лэнгмюра, составила  $60 \pm 10$  мг/г.

### **Определение концентрации стронция и сорбционной емкости по стронцию**

Равновесную концентрацию стронция после достижения адсорбционного равновесия определяли гравиметрическим методом. Весовая форма – фосфат стронция  $\text{Sr}_3(\text{PO}_4)_2$ . Готовили четыре модельных раствора нитрата стронция с концентрацией 0.05; 0.10; 0.30 и 0.5 М. К 50 мл каждого раствора добавляли необходимое количество 0.5 М раствора фосфата натрия для полного осаждения стронция. Давали осадку созреть, затем отфильтровывали осадок, фильтрат проверяли на полноту осаждения стронция. Осадок промывали и вместе с беззольным фильтром помещали в доведенный до постоянной массы тигель. Тигель помещали в муфельную печь и доводили до постоянного веса. Содержание стронция рассчитывали по формуле

$$m_{\text{Sr}} = 0.58\Delta m,$$

где 0.58 – коэффициент пересчета, учитывающий атомный вес стронция и молекулярную массу фосфата стронция,  $\Delta m$  – масса осажденного фосфата стронция. Сорбционная емкость по стронцию составила  $300 \pm 40$  мг/г.

### **Изучение термостойкости аморфного алюмосиликатного сорбента**

Для изучения термостойкости сорбент был прокален в течение 2 ч в муфельной печи при температурах 100, 200, 300, 400, 500, 600 и 700 °C. После термической обработки сорбент проверяли на сорбционные свойства по отношению к катионам никеля и железа (III) спектрофотометрическим методом по описанным выше методикам.

Адсорбцию катионов никеля проводили из раствора с концентрацией  $\text{Ni}^{2+}$  10 мг/л (10 ПДК), а сорбцию катионов железа – из растворов с концентрацией 3 мг/л (10 ПДК). Было установлено, что 1 г термически обработанного при температурах от 100 до 600 °C сорбента полностью удаляет железо и никель из 100 мл соответствующих растворов. Сорбент, прокаленный при температуре 700 °C полностью теряет свои сорбционные свойства.

Также была проведена сорбция термически не обработанным сорбентом из кипящих растворов хлорида железа с концентрацией 3 мг/л и хлорида никеля с концентрацией 10 мг/л. Было установлено, что в этих условиях 1 г сорбента также полностью поглощает железо и никель из 100 мл исходного раствора.

## **ВЫВОДЫ**

- Исследована структура и адсорбционные свойства нового синтезированного авторами аморфного алюмосиликатного сорбента.
- Определены удельная площадь поверхности сорбента – 700 м<sup>2</sup>/г, и насыпная плотность сорбента – 0.3 г/см<sup>3</sup>, установлено, что размеры частиц порошка сорбента лежат в интервале от 2 до 20 мкм.
- Определены сорбционные емкости по ряду катионов: кальция – 120 мг/г, железа 650 мг/г, кобальта – 60 мг/г, никеля – 110 мг/г, свинца – 50 мг/г и стронция – 300 мг/г.
- Установлено, что сорбент может эффективно адсорбировать ионы этих металлов из кипящих растворов, а также сохраняет свои сорбционных свойств после термической обработки до 600°C.

Таким образом, новый алюмосиликатный сорбент может быть достаточно эффективно использован для очистки промышленных сточных вод от ряда тяжелых металлов, для умягчения разной степени жесткости вод, а также для очистки радиоактивных вод на предприятиях атомной энергетики.

## **Литература**

1. Коростелев Д.П. Обработка радиоактивных вод и газов на АЭС. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 152 с.
2. Шульц М.М. Силикаты в природе и практике человека//Соровский образовательный журнал. – 1997. – №8. – С. 45-50.
3. Гельфман М.И., Ковалевич О.В., Юстратов В.П. Коллоидная химия. – СПб.: Издательство «Лань», 2003. – 336 с.
4. Фадеева В.И., Шеховцова Т.Н., Иванов В.М. Основы аналитической химии. Практическое руководство: Учеб. пособие для вузов/Подред. Ю.А. Золотова. – М.: Высшая школа, 2001. – 463 с.
5. Силин Н.А., Милинчук В.К., Шилина А.С. Очистка природных и сточных вод новым типом алюмосиликатного адсорбента. Техногенные системы и экологический риск/V Региональная конференция: Тез. докл. (Обнинск, 25-26 апреля 2008 г.). – С. 166-168.

Поступила в редакцию 14.07.2008

# УЧЕТ НАКОПЛЕНИЯ ЯДЕР ЛИТИЯ-6 И ГЕЛИЯ-3 В БЕРИЛЛИЕВЫХ БЛОКАХ ПРИ ОПРЕДЕЛЕНИИ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА «МИР»

**В.В. Калыгин, А.П. Малков, В.В. Пименов, А.Б. Овчинников**  
ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», г. Димитровград



Представлен алгоритм расчета ядерных концентраций  $^3\text{He}$  и  $^6\text{Li}$  в бериллиевом замедлителе реактора «МИР» и его программная реализация. Приведены результаты расчетов влияния накопления нуклидов-поглотителей на нейтронно-физические характеристики активной зоны.

Исследовательский реактор «МИР» [1] предназначен для испытаний ТВС и отдельных твэлов реакторов различного назначения. Активная зона реактора набирается в шестигранных бериллиевых блоках с размером «под ключ» 148,5 мм, имеющих отверстия вдоль вертикальной оси, в которых в индивидуальных каналах размещаются рабочие и экспериментальные ТВС (рис. 1). Наличие бериллиевого замедлителя в активной зоне во многом определяет физические характеристики реактора.

Процессы, протекающие в бериллии под воздействием реакторного излучения, достаточно хорошо изучены. В частности, известно [2], что при взаимодействии бериллия с нейтронами происходит образование нуклидов  $^3\text{He}$  и  $^6\text{Li}$ , обладающих большими сечениями поглощения тепловых нейтронов –  $5327 \cdot 10^{-28}$  и  $940 \cdot 10^{-28} \text{ м}^2$  соответственно.

Накопление в замедлителе реактора нуклидов-поглотителей нейтронов (отравление бериллия) влечет за собой изменение важнейших физических характеристик: запаса реактивности, эффективности органов СУЗ, эффектов реактивности. Сравнение результатов экспериментов, проведенных при одинаковых условиях в реакторе и на критической сборке – его физической модели, где концентрация  $^3\text{He}$  и  $^6\text{Li}$  пренебрежимо мала, показало [3], что в результате отравления бериллия реактора за двадцать лет эксплуатации суммарная компенсирующая способность органов СУЗ и значения различных эффектов реактивности уменьшились не менее чем в 2 раза.

Проведенные исследования [4] позволили установить общие закономерности влияния отравления бериллия на реактивность. Расчеты были выполнены при условии регулярного циклического графика работы реактора на постоянной мощности и равномерного распределения  $^3\text{He}$  и  $^6\text{Li}$  по активной зоне. Предполагали, что цикл состоит из 35 сут работы на мощности 40 МВт и 8 сут остановки; один раз в год цикличность нарушается остановкой на планово-предупредительный ремонт (ППР), продолжительность которого 30 сут.

© В.В. Калыгин, А.П. Малков, В.В. Пименов, А.Б. Овчинников, 2008

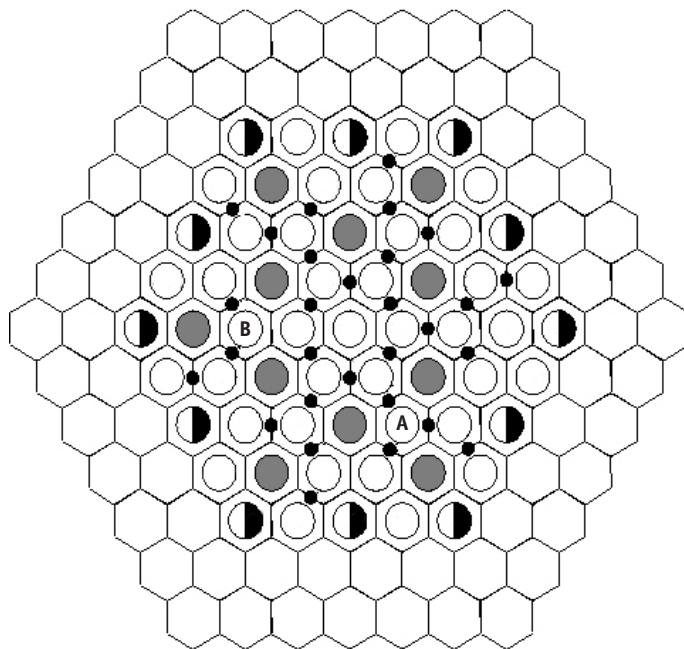


Рис. 1. Картограмма активной зоны и отражателя реактора «МИР»: ● – стержень аварийной защиты и компенсации реактивности; ○ – канал с рабочей ТВС; ● – петлевой канал; ○ – компенсатор реактивности с топливной догрузкой; □ – бериллиевый блок

Было установлено, что более половины потери реактивности происходит в первые два года эксплуатации берилля за счет накопления  ${}^6\text{Li}$ . Увеличение ядерной концентрации (далее – концентрации)  ${}^3\text{He}$ , который образуется в результате  $\beta$ -распада трития, проявляется, в основном, во время остановок реактора. Чем больше срок эксплуатации берилля и чем продолжительнее остановка, тем выше на момент ее окончания концентрация  ${}^3\text{He}$ . После выхода реактора на мощность часть  ${}^3\text{He}$  при взаимодействии с нейtronами вновь превращается в тритий, высвобождая реактивность. Тем не менее, концентрация  ${}^3\text{He}$  в бериллии со временем монотонно возрастает, что и определяет дальнейшую потерю реактивности (рис. 2).

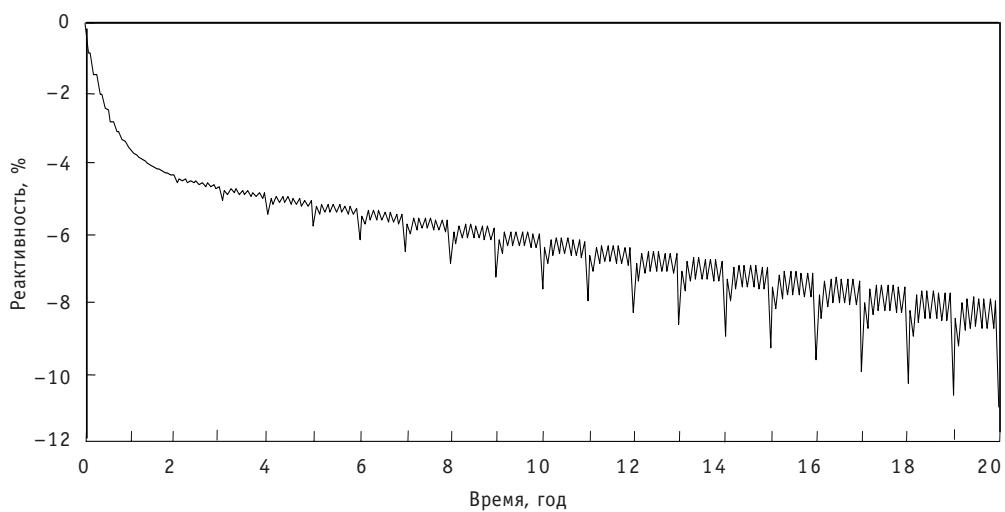


Рис. 2. Изменение реактивности в результате накопления  ${}^6\text{Li}$  и  ${}^3\text{He}$

Однако для корректного расчета нейтронно-физических характеристик необходимо учитывать, что уровень мощности реактора и распределение энерговыделения в активной зоне не имеют регулярного характера и могут сильно меняться от кампании к кампании. Практически при любой компоновке активной зоны по ее сечению присутствует существенная неравномерность нейтронного поля, обусловленная решением различных экспериментальных задач. Отношение мощностей рабочих каналов может отличаться в десять и более раз. Продолжительность кампаний реактора и время остановки между ними также различны. Следовательно, значения скорости накопления  $^3\text{He}$  и  $^6\text{Li}$  в бериллиевых блоках, расположенных в различных участках активной зоны, будут разными, и будут меняться во времени. Поэтому для определения концентраций интересующих нуклидов в каждом блоке необходимо иметь информацию как о текущем режиме работы (график мощности соответствующего рабочего канала), так и о предыстории накопления продуктов ядерных реакций в ходе ранее проведенных кампаний.

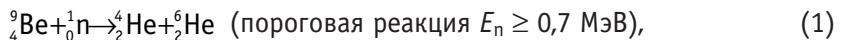
Поскольку история облучения блоков бериллиевой кладки ранее не фиксировалась, влияние отравления бериллия на характеристики реактора в расчетах учитывалось заданием усредненных концентраций  $^3\text{He}$  и  $^6\text{Li}$ . В 1996–2002 гг. во время остановок на плановый ремонт бериллиевые блоки активной зоны были заменены в связи с выработкой их ресурса и потерей прочности [5]. Это позволило отслеживать график радиационных нагрузок каждого нового блока, начиная с момента его установки в реактор.

Для текущего контроля концентраций  $^3\text{He}$  и  $^6\text{Li}$  были решены следующие задачи:

- сбор и фиксация в удобном для дальнейшей математической обработки виде информации о режимах работы каждого блока бериллиевой кладки активной зоны (мощность канала, длительность работы на этой мощности, продолжительность остановок между кампаниями);
- разработка и программная реализация алгоритма расчета пространственно-распределения концентраций  $^3\text{He}$  и  $^6\text{Li}$  в бериллиевых блоках в любой момент времени как в течение кампаний реактора, так и в процессе остановок между ними;
- расчет и представление в электронных таблицах значений концентраций  $^3\text{H}$ ,  $^3\text{He}$  и  $^6\text{Li}$  для всех бериллиевых блоков на начало и конец всех кампаний;
- разработка процедуры подготовки малогрупповых констант для программы BERCLI [6], с помощью которой выполняют инженерные расчеты нейтронно-физических характеристик реактора «МИР» в процессе сопровождения его эксплуатации.

## АЛГОРИТМ РАСЧЕТА КОНЦЕНТРАЦИЙ И ЕГО ПРОГРАММНАЯ РЕАЛИЗАЦИЯ

Накопление  $^3\text{He}$  и  $^6\text{Li}$  в бериллии происходит за счет следующей цепочки реакций:



Сделаем упрощающие предположения:

- концентрация бериллия постоянна во времени (поскольку убыль бериллия за счет ядерных реакций пренебрежимо мала вследствие того, что малы его сечения взаимодействия с нейтронами);

- продуктами реакции (1) являются  ${}^4\text{He}$  и  ${}^6\text{Li}$  (ввиду малости периода полураспада  ${}^6\text{He}$ , реакцию (2) из цепочки исключаем);
- тритий и  ${}^3\text{He}$  остаются в бериллиевом блоке в течение всего срока его эксплуатации.

В этом случае изменение концентраций нуклидов из приведенной цепочки реакций будет описываться системой уравнений:

$$\begin{cases} \frac{d\rho_{\text{Li}}}{dt} = J_{\text{Be}}\rho_{\text{Be}} - J_{\text{Li}}\rho_{\text{Li}} \\ \frac{d\rho_{\text{H}}}{dt} = J_{\text{Li}}\rho_{\text{Li}} + J_{\text{He}}\rho_{\text{He}} - \lambda\rho_{\text{H}}, \\ \frac{d\rho_{\text{He}}}{dt} = \lambda\rho_{\text{H}} - J_{\text{He}}\rho_{\text{He}} \end{cases} \quad (6)$$

где  $\rho_{\text{Be}}$ ,  $\rho_{\text{Li}}$ ,  $\rho_{\text{H}}$ ,  $\rho_{\text{He}}$  – концентрации  ${}^9\text{Be}$ ,  ${}^6\text{Li}$ ,  ${}^3\text{H}$  и  ${}^3\text{He}$  соответственно, см $^{-3}$ ;  $\lambda$  – постоянная радиоактивного распада трития, с $^{-1}$ ;  $J_{\text{Be}}$ ,  $J_{\text{Li}}$ ,  $J_{\text{He}}$  – скорости реакций (1), (3) и (5) соответственно нормированные на единичную плотность ядер, с $^{-1}$ :

$$J_{\text{Be}} = \int_{0,7\text{МэВ}}^{\infty} \sigma_{\text{Be},(\text{n},\alpha)}(E)\varphi(E)dE, \quad (7)$$

$$J_{\text{Li}} = \int_{0\text{МэВ}}^{\infty} \sigma_{\text{Li},a}(E)\varphi(E)dE, \quad (8)$$

$$J_{\text{He}} = \int_{0\text{МэВ}}^{\infty} \sigma_{\text{He},a}(E)\varphi(E)dE; \quad (9)$$

$\varphi(E)$  – дифференциальная энергетическая плотность потока нейтронов, м $^{-2}$  с $^{-1}$  МэВ $^{-1}$ ;  $\sigma_{\text{Be},(\text{n},\alpha)}$  – микросечение реакции (1), м $^2$ ;  $\sigma_{\text{Li},a}$ ,  $\sigma_{\text{He},a}$  – микросечение поглощения  ${}^6\text{Li}$ ,  ${}^3\text{He}$  соответственно, м $^2$ .

Расчет скоростей реакций  $J_{\text{Be}}$ ,  $J_{\text{Li}}$  и  $J_{\text{He}}$  проводили по программе MCU [7]. Константное обеспечение пакета MCU базируется на банке библиотек оцененных нейтронных данных. Сечения взаимодействия нейтронов в диапазоне энергий 1 эВ – 10,5 МэВ представлены в 26-групповом формате системы констант БНАБ [8]. Информация о резонансных характеристиках сечений реализована в виде подгрупповых параметров. В тепловой области энергий нейтронов 0–1 эВ использовано 40-групповое разбиение сечений с равномерным шагом по скорости (библиотека ТЕПКОН). Дифференциальные сечения рассеяния вычислены для заданных температур с учетом химических связей и кристаллической структуры материалов.

В общем случае в соотношениях (6)–(9) концентрации нуклидов являются функциями времени и координат; плотность потока нейтронов – функцией координат, энергии нейтронов, мощности рабочих и экспериментальных ТВС и концентраций нуклидов-поглотителей; скорости реакций – функциями координат, мощности рабочих и экспериментальных ТВС и концентраций нуклидов-поглотителей. При разработке алгоритма расчета концентраций нуклидов-поглотителей зависимость от координат представили в виде кусочно-постоянных функций, а именно: каждый блок кладки активной зоны разбили на шесть областей, как показано на рис. 3, в объеме которых значения скоростей реакций и концентраций лития, гелия и трития полагали постоянными. Разбиение проводили с учетом наличия двух типов реакторных полиячеек.

Результаты расчета скоростей реакций по программе MCU аппроксимировали линейными функциями значений мощности канала в блоке и каналов, окружающих его. Значения коэффициентов линейных функций определили методом наи-

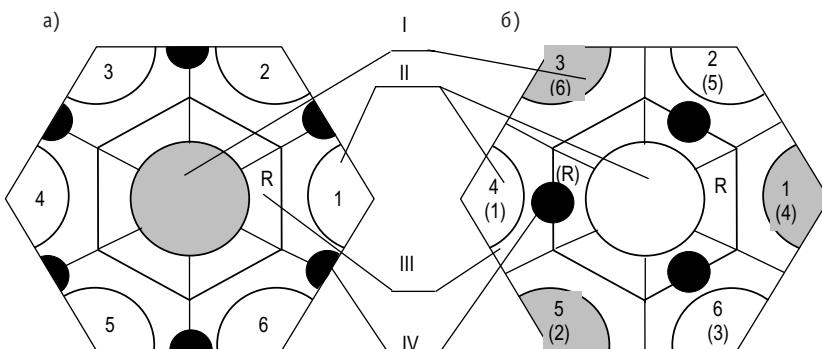


Рис. 3. Вид поперечного сечения геометрических моделей реакторных полиячеек для расчета скоростей реакций в блоке: а – петлевого канала; б – рабочего канала; I – петлевой канал; II – рабочий канал; III – бериллиевые блоки; IV – компенсирующий стержень; R, (R) – части центрального бериллиевого блока, в которых регистрировались скорости реакций; 1–6, (1)–(6) соответствующие этим частям нумерации каналов, окружающих центральный блок

меньших квадратов. Минимизируемой величиной являлась сумма квадратов разностей значений скоростей реакций, рассчитанных по программе MCU и с помощью аппроксимационных функций. В дальнейшем в программе расчета скоростей реакций использовали полученные аппроксимационные зависимости, что позволило в сотни раз сократить время расчетов по сравнению с программой MCU. Систему уравнений (6) интегрировали численно с помощью стандартной процедуры STIFBS [9], в которой реализована явно-неявная схема экстраполяционного метода. Процедура STIFBS и процедуры интерфейса между ней и входными и выходными данными, содержащимися в таблице Excel, написаны на языке ФОРТРАН-90. Для возможности работы с ними в офисных приложениях, они включены в динамически подключаемую библиотеку ODE.DLL. Алгоритм расчета концентраций  $^3\text{He}$  и  $^6\text{Li}$  реализован средствами офисного программирования в электронной таблице Excel на персональной ЭВМ.

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Для практического применения целесообразно проводить расчеты концентраций  $^3\text{He}$  и  $^6\text{Li}$  на начало и конец кампаний, т.к. в течение средней по продолжительности кампании (около трех недель) концентрации нуклидов-поглотителей, как показал анализ результатов, меняются незначительно. Такие расчеты выполнены для всех кампаний, начиная с декабря 1997 г. Диапазон значений концентраций  $^6\text{Li}$ , накопленного в бериллиевых блоках реактора «МИР» по состоянию на март 2007 г., находится в пределах от  $0,530 \cdot 10^{24}$  до  $1,135 \cdot 10^{24} \text{ м}^{-3}$ , т.е. максимальная и минимальная концентрации отличаются примерно в два раза. Значения концентраций  $^3\text{He}$  на ту же дату отличаются на несколько порядков: от  $0,002 \cdot 10^{24}$  до  $1,107 \cdot 10^{24} \text{ м}^{-3}$ . Это различие обусловлено как режимами радиационных нагрузок на блоки, так и сроками их замены.

На рис. 4 в качестве примера приведены изменения рассчитанных концентраций  $^3\text{He}$  и  $^6\text{Li}$  для двух бериллиевых блоков второго ряда кладки активной зоны (яч. А и яч. В на рис. 1) за все время их эксплуатации. Видно, что концентрация  $^6\text{Li}$  в этих блоках близка, а концентрация  $^3\text{He}$  существенно, более чем в два раза, отличается.

Как уже отмечалось, концентрация  $^3\text{He}$  возрастает во время остановок и снижается после выхода на мощность. На рис. 4 видны пики увеличения концентрации  $^3\text{He}$ , обусловленные длительными остановками реактора для подготовки экспериментов или на ППР, и быстрое ее снижение в течение последующей кампа-

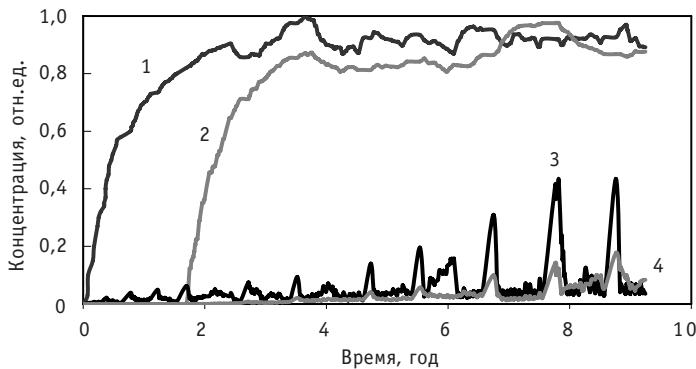


Рис. 4. Изменение средней концентрации  $^{6}\text{Li}$ : ячейка А(1), В(2) и  $^{3}\text{He}$ : ячейка А (3), В(4) в бериллиевых блоках за время их эксплуатации

нии. Бывают случаи, когда в ряде блоков концентрация  $^{3}\text{He}$  продолжает увеличиваться даже при работе реактора. Это объясняется тем, что мощность ТВС в области размещения данных блоков минимальна и поэтому скорость образования  $^{3}\text{He}$  (реакция (4)) превышает скорость его выгорания (реакция (5)).

Полученные значения концентраций  $^{3}\text{He}$  и  $^{6}\text{Li}$  применяют при расчете нейтронно-физических характеристик реактора «МИР» по программам MCU и BERCLI, используемым для расчетного сопровождения его эксплуатации. Результаты выполненных расчетных исследований, а также специально проведенные проверочные эксперименты подтверждают вывод о том, что отравление бериллием влияет на основные нейтронно-физические характеристики реактора. Разработанная и программно реализованная процедура контроля изменения концентрации  $^{3}\text{He}$  и  $^{6}\text{Li}$  в каждом бериллиевом блоке реактора «МИР» позволяет оперативно это учитывать.

Для примера на рис. 5 показано изменение эффективного коэффициента размножения нейтронов в ходе одной из кампаний реактора «МИР», полученное по программе BERCLI с учетом и без учета отравления бериллия  $^{3}\text{He}$  и  $^{6}\text{Li}$ . Как следует из представленных результатов введение в расчетную модель информации о накоплении нуклидов-поглотителей нейтронов с учетом их распределения в блоках активной зоны позволяет существенно повысить точность расчета эффективного коэффициента размножения для реальных кампаний реактора.

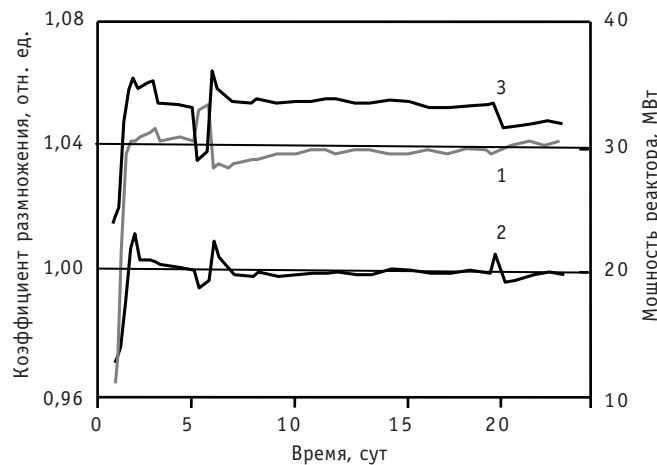


Рис. 5. Изменение мощности (1) и эффективного коэффициента размножения для одной из кампаний реактора «МИР» с учетом (2) и без учета (3) отравления бериллия

Постоянный контроль концентраций  ${}^3\text{He}$  и  ${}^6\text{Li}$  позволяет отслеживать потери реактивности, изменение эффектов реактивности и эффективности органов СУЗ, связанные с неоднородным отравлением различных бериллиевых блоков. Учет распределения концентраций нуклидов-поглотителей по активной зоне реактора повышает достоверность результатов прогнозных расчетов распределения мощности по каналам реактора. Это, в свою очередь, позволяет повысить качество планирования экспериментов и уровень безопасности при эксплуатации реактора «МИР».

### **Литература**

1. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности /Под научн. ред. проф. В.А. Цыканова. – Димитровград: НИИАР, 1991. – 103 с.
2. Бекурц К., Вирц К. Нейтронная физика. – М.: Атомиздат, 1968.
3. Анисимков О.В., Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В. Влияние отравления бериллия на нейтронно-физические характеристики реактора «МИР» // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерная техника и технология. – 1993. – Вып. 1. С. – 49-52.
4. Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В. Влияние отравления бериллия на нейтронно-физические характеристики реактора «МИР» // Сборник трудов. Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР». – 1997. – Вып. 4. – С. 57-62.
5. Грачев А.Ф., Ижутов А.Л., Калыгин В.В. и др. Комплекс работ по усовершенствованию и продлению срока эксплуатации реактора «МИР» // Сборник докладов Отраслевого совещания «Использование и эксплуатация исследовательских реакторов». – Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2005. – Т. 1. – С. 240-248.
6. Ванеев Ю.Е., Малков А.П., Тихончев М.Ю. Верификация инженерной программы BERCLI на экспериментальных данных с критической сборки реактора «МИР». М1 // Сборник трудов семинара «Нейтроника-99». – Обнинск, 2000. – С. 36.
7. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Описание применения и инструкция для пользователя программой MCU-RFFI расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов /Препринт ИАЭ-5837/5, 1994.
8. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. – М.: Энергоатомиздат, 1981.
9. Press W., Teukolsky S., Vetterling W., Flannery B. Numerical Recipes in FORTRAN 77. The University of Cambridge, 1992.

Поступила в редакцию 12.02.2008

# МЕТОДЫ ТЕОРИИ ВОЗМУЩЕНИЙ В ЗАДАЧАХ РАСЧЕТА ЭФФЕКТОВ РЕАКТИВНОСТИ

**А.М. Кузьмин, Н.А. Педан, Д.Н. Скороходов**

*Московский инженерно-физический институт (государственный университет),  
г. Москва*



Рассматриваются методы расчета эффектов реактивности и коэффициентов чувствительности эффектов к вариациям технологических параметров ядерных реакторов. Обсуждаются вычислительные проблемы, возникающие при их использовании в расчетных исследованиях. Возможности методов иллюстрируются на примерах решения задач, связанных с изучением влияния  $^{232}\text{Th}$  на величину пустотного эффекта реактивности и с оценкой погрешности расчета этого эффекта из-за неопределенности ядерных данных в быстром реакторе с нитридным топливом.

При анализе безопасности ядерных реакторов приходится оценивать различные эффекты реактивности (ЭР), возникающие из-за изменения температуры, плотности материалов, изотопного состава топлива и других параметров. Обычно величину  $\rho$  таких эффектов находят в виде разности:

$$\rho = \lambda_0 - \lambda_1, \quad (1)$$

где  $\lambda_i = 1/K_{\text{эф},i}$ , ( $i = 0, 1$ ),  $K_{\text{эф},0}$ ,  $K_{\text{эф},1}$  – эффективные коэффициенты размножения нейтронов, совпадающие с ведущими собственными числами условно-критических задач вида:

$$-\hat{L}_i \phi_i(x) + \lambda_i \hat{Q}_i \phi_i(x) = 0, \quad \phi_i(x) \in D. \quad (2)$$

Здесь  $\hat{L}_i$ ,  $\hat{Q}_i$  ( $i = 0, 1$ ) – известные операторы уравнения переноса нейтронов, относящиеся к исходному (отмеченному значением индекса  $i = 0$ ) и возмущенному (отмеченному индексом  $i = 1$ ) состояниям реактора,  $\phi_i(x)$  – собственные функции, принадлежащие множеству  $D$  функций гильбертова пространства и удовлетворяющие определенным граничным условиям,  $x$  – совокупность аргументов, от которых они зависят.

Функции  $\phi_i(x)$  и собственные числа  $K_{\text{эф},i}$  находятся с помощью метода итераций источников деления [1]. Такой способ получения ЭР будем называть в дальнейшем разностным методом.

Наряду с этим известен альтернативный подход к расчету ЭР, основанный на использовании теории возмущений, развитой в работах [2]–[4]. В этом методе, называемом в дальнейшем методом возмущений, тот же эффект реактивности  $\rho$  может быть получен с помощью одного из следующих выражений:

$$\rho = \frac{-\langle \varphi_1^+, \Delta \hat{L} \varphi_0 \rangle + \lambda_0 \langle \varphi_1^+, \Delta \hat{Q} \varphi_0 \rangle}{\langle \varphi_1^+, \hat{Q}_1 \varphi_0 \rangle}, \quad (3)$$

$$\rho = \frac{-\langle \varphi_0^+, \Delta \hat{L} \varphi_1 \rangle + \lambda_0 \langle \varphi_0^+, \Delta \hat{Q} \varphi_1 \rangle}{\langle \varphi_0^+, \hat{Q}_1 \varphi_1 \rangle}, \quad (3-a)$$

в которых  $\Delta \hat{L} = \hat{L}_1 - \hat{L}_0$ ,  $\Delta \hat{Q} = \hat{Q}_1 - \hat{Q}_0$ ,  $\langle f, g \rangle$  – скалярное произведение функций  $f(x)$ ,  $g(x)$ , а  $\varphi_i^+(x)$  ( $i = 0, 1$ ) – асимптотические ценности нейтронов в исходном (невозмущенном) и возмущенном состояниях реактора. Ценности находятся из решения сопряженных условно-критических задач:

$$-\hat{L}_i^+ \varphi_i^+(x) + \lambda_i \hat{Q}_i^+ \varphi_i^+(x) = 0, \varphi_i^+(x) \in D^+, \quad (4)$$

где  $\hat{L}_i^+$ ,  $\hat{Q}_i^+$  – сопряженные по отношению к  $\hat{L}_i$ ,  $\hat{Q}_i$  операторы, определенные на таком множестве функций  $D^+$  гильбертова пространства, что при любых  $\varphi_i(x) \in D$  выполняются тождества:

$$\langle \varphi_i^+, \hat{L}_i \varphi_i \rangle = \langle \hat{L}_i^+ \varphi_i^+, \varphi_i \rangle, \langle \varphi_i^+, \hat{Q}_i \varphi_i \rangle = \langle \hat{Q}_i^+ \varphi_i^+, \varphi_i \rangle.$$

Уравнения (4) решаются обычно также с использованием метода итераций источников.

Сравнивая эти способы расчета ЭР, можно отметить, что с точки зрения вычислительных затрат они практически не различаются. В обоих случаях необходимо найти решения двух однородных уравнений, получая либо  $\varphi_0(x)$ ,  $\varphi_1(x)$  при использовании равенства (1), либо  $\varphi_0(x)$ ,  $\varphi_1^+(x)$  (или  $\varphi_0^+(x)$ ,  $\varphi_1(x)$ ) для расчета ЭР по формулам вида (3), (3-а). Если эти функции и соответствующие им числа  $\lambda_0$ ,  $\lambda_1$  определяются точно, то выражения (1), (3) и (3-а) дают одно и то же значение  $\rho$ .

Вопрос о способе расчета ЭР возникает лишь в случае приближенного нахождения чисел  $\lambda_i$  ( $i = 0, 1$ ). В этих условиях метод возмущений выглядит предпочтительнее при определении небольших значений  $\rho$ , сравнимых по величине с погрешностями расчета собственных чисел  $K_{\text{ЭФ},0}$ ,  $K_{\text{ЭФ},1}$ . Формулы (3), (3-а) дают верный предельный переход:  $\rho \rightarrow 0$  при  $\|\Delta \hat{L}\| \rightarrow 0$  и  $\|\Delta \hat{Q}\| \rightarrow 0$  одновременно. Рассчитывая же при этом ЭР по формуле (1), можно ошибиться не только в абсолютном значении, но и в знаке эффекта. Кроме того, соотношения (3), (3-а) позволяют одновременно оценить как величину  $\rho$ , так и отдельные ее составляющие (например, спектральную составляющую или вклад от изменения утечки нейтронов), которые полезно знать при анализе ЭР.

Это можно пояснить на примере простой модели (плоская одномерная геометрия) реактора типа ВВЭР-1000 с двумя зонами разного обогащения в односкоростном диффузионном приближении. Основные параметры невозмущенной модели (толщины зон  $\Delta h^{(j)}$ , сечения поглощения  $\Sigma_a^{(j)}$ , коэффициенты диффузии  $D^{(j)}$  и произведения числа вторичных нейтронов  $v_f^{(j)}$  на сечение деления  $\Sigma_f^{(j)}$ ) приведены в табл. 1 и выбраны так, что эффективный коэффициент размножения  $K_{\text{ЭФ},0} = 1,0$ , а поток нейтронов в 1 зоне постоянен. Параметры возмущенных моделей отличались от параметров невозмущенной лишь иными значениями сечений поглощения в 1 зоне  $\Sigma_{a,1}^{(1)} = \Sigma_{a,0}^{(1)} - \Delta \Sigma_a^{(1)}$ . Распределения нейтронов находились методом разложения по собственным функциям соответствующих условно-критических задач.

В табл. 2 для возмущенных моделей с  $\Delta \Sigma_a^{(1)} = 0,0^{437} \text{ см}^{-1}$  и  $\Delta \Sigma_a^{(1)} = 0,0^{337} \text{ см}^{-1}$  приведены значения коэффициентов  $K_{\text{ЭФ},0}$ ,  $K_{\text{ЭФ},1}$ , рассчитанные с разной точностью  $\epsilon$  методом итераций источников. В скобках указано минимальное число итераций  $N$ , при котором впервые выполняется условие:

$$|K_{\phi,i} - K_{\phi,i}^{(0)}| \leq \epsilon,$$

где  $K_{\phi,i}^{(0)}$  – «точные» значения коэффициентов, полученные из условия критичности,  $K_{\phi,0}^{(0)} = 1,00000$ , а значения  $K_{\phi,1}^{(0)}$  представлены в табл. 3. На первой итерации принимались следующие распределения  $g(x)$  источников:

$$g(x) = \begin{cases} 1, & x \in \Delta h^{(1)} \\ 0, & x \in \Delta h^{(2)} \end{cases} \quad \text{для невозмущенной модели,}$$

$$g(x) = \begin{cases} 0, & x \in \Delta h^{(1)} \\ 1, & x \in \Delta h^{(2)} \end{cases} \quad \text{для любой возмущенной модели.}$$

Таблица 1

**Основные параметры  
невозмущенной модели**

Параметры	1 зона ( $j=1$ )	2 зона ( $j=2$ )
$\Delta h^{(j)}$ , см	105	53
$v_f^{(j)} \Sigma_f^{(j)}$ , см $^{-1}$	0,083192	0,127105
$\Sigma_a^{(j)}$ , см $^{-1}$	0,083192	0,121290
$D^{(j)}$ , см	5,30	6,62

Таблица 2

**Значения реактивностей для моделей  
с  $\Delta \Sigma_a^{(1)} = 0,0^437, 0,0^337$** 

$\epsilon$	0,001	0,0001	0,00001
$K_{\phi,0}(M)$	1,000970 (23)	1,000090 (91)	1,000009 (165)
$\Delta \Sigma_a^{(1)} = 0,0^437$	$K_{\phi,1}(M)$	0,999387 (48)	1,000239 (121)
	$\rho_{PM}$	-0,001582	0,000149
	$\rho_{MB}$	0,000329	0,000323
$\Delta \Sigma_a^{(1)} = 0,0^337$	$K_{\phi,1}(M)$	1,002302 (58)	1,003200 (132)
	$\rho_{PM}$	0,001326	0,003100
	$\rho_{MB}$	0,003345	0,003296

Таблица 3

**«Точные» значения реактивности  
 $\bar{\rho}_{PM}, \bar{\rho}_{MB}$  при разных  $\Delta \Sigma_a^{(1)}$** 

$\Delta \Sigma_a^{(1)}$ , см $^{-1}$	0,000037	0,00037	0,0037	0,037
$K_{\phi,1}^{(0)}$	1,000318	1,00330	1,03905	1,51035
$\bar{\rho}_{PM}$	0,000318	0,00329	0,03758	0,33790
$\bar{\rho}_{MB}$	0,000321	0,00329	0,03760	0,33792

Здесь же приведены значения реактивностей, найденные разностным методом ( $\rho = \rho_{PM}$ ) по формуле (1) и методом возмущений ( $\rho = \rho_{MB}$ ) по формуле (3-а) с использованием распределений, полученных на  $N$ -ой итерации.

В табл. 3 приведены «точные» значения  $\bar{\rho}_{PM}, \bar{\rho}_{MB}$ , рассчитанные по формулам (1) и (3) с использованием коэффициентов  $K_{\phi,i}^{(0)}$  ( $i = 0, 1$ ) и соответствующих распределений  $\varphi_i(x)$ . Сравнение их с ранее найденными значениями  $\rho_{PM}, \rho_{MB}$  дает пред-

ставление о точности расчета реактивности при разных погрешностях  $\epsilon$  определения коэффициентов размножения  $K_{\text{эф},i}$ .

Можно отметить хорошее совпадение значений  $\bar{\rho}_{PM}, \bar{\rho}_{MB}$  во всем интервале изменения сечения  $\Sigma_a^{(1)}$ . Незначительные расхождения связаны, скорее всего, с погрешностями расчета собственных чисел как корней соответствующих трансцендентных уравнений.

При заданных погрешностях определения функций  $\varphi_i(x)$  точность расчета ЭР в разностном методе можно повысить, используя вариационную оценку собственных чисел [1]:

$$\lambda_i = \frac{\langle \varphi_i^+, \hat{L}_i \varphi_i \rangle}{\langle \varphi_i^+, \hat{Q}_i \varphi_i \rangle}, i = 0, 1 \quad (5)$$

и решая наряду с (2) задачи (4). Такой способ получения значения  $\rho$  будем называть вариационно-разностным методом. По сравнению с другими методами вычислительные затраты возрастают в 2 раза. Правда, этот недостаток пропадает, если одновременно с величиной  $\rho$  рассчитываются коэффициенты чувствительности  $\frac{d\rho}{du}$ , о которых говорится ниже. Однако, по-прежнему малые значения  $\rho$  находятся в виде разности больших чисел.

Остановимся на особенностях расчета производных  $H_u^{(\rho)} = \frac{d\rho}{du}$ , имеющих смысл коэффициентов чувствительности эффекта реактивности к изменению технологических параметров  $u$ , в число которых могут входить: обогащение топлива, микроскопические сечения элементов и др. Учитывая известное определение производной, значения  $H_u^{(\rho)}$  можно было бы оценить, используя (при достаточно малых  $|\delta u|$ ) приближенные выражения:

$$H_u^{(\rho)} = \frac{\rho(u + \delta u) - \rho(u)}{\delta u}.$$

Помимо большого объема вычислений (когда рассматривается много параметров  $u$ ) такой способ не обладает высокой точностью: расчет производных на основе приближенных значений функции относится к числу некорректных задач [5]. Известны разные методы их решения. Основное внимание в дальнейшем уделяется традиционному для реакторных задач подходу, основанному на методах теории малых возмущений.

Рассматривая  $\rho$  или  $K_{\text{эф}}$  как функционалы, определенные на решениях уравнений (1) или (2), можно получить коэффициенты чувствительности, используя хорошо известные преобразования [4]. В случае разностного метода придем к равенству:

$$H_u^{(\rho)} = \frac{d\lambda_0}{du} - \frac{d\lambda_1}{du}, \quad (6)$$

$$\text{где } \frac{d\lambda_i}{du} = \frac{\langle \varphi_i^+, (\hat{L}_i)_u \varphi_i \rangle - \lambda_i \langle \varphi_i^+, (\hat{Q}_i)_u \varphi_i \rangle}{\langle \varphi_i^+, \hat{Q}_i \varphi_i \rangle}, (\hat{L}_i)_u = \frac{d\hat{L}_i}{du}, (\hat{Q}_i)_u = \frac{d\hat{Q}_i}{du}, i = 0, 1.$$

Такие же равенства для коэффициентов  $H_u^{(\rho)}$  получим в вариационно-разностном методе. Формула (6) была использована в работе [6] для расчета соответствующих коэффициентов чувствительности.

В методе возмущений приходим к более сложному выражению. Например, принимая за определение ЭР выражение (3), получим:

$$H_u^{(\rho)} = \frac{\partial \rho}{\partial u} + \frac{\langle \varphi_1^+, \Delta \hat{Q} \varphi_0 \rangle}{\langle \hat{Q}_1^+ \varphi_1^+, \varphi_0 \rangle} \frac{d\lambda_0}{du} + \langle f_0^+, -(\hat{L}_0)_u \varphi_0 + \lambda_0 (\hat{Q}_0)_u \varphi_0 \rangle + \\ + \langle f_0^+, -(\hat{L}_1^+)_u \varphi_1^+ + \lambda_1 (\hat{Q}_1^+)_u \varphi_1^+ \rangle. \quad (7)$$

Здесь

$$\frac{\partial \rho}{\partial u} \langle \hat{Q}_1^+ \varphi_1^+, \varphi_0 \rangle = \langle \varphi_1^+, -(\Delta \hat{L})_u \varphi_0 + \lambda_0 (\Delta \hat{Q})_u \varphi_0 \rangle - \rho \langle \varphi_1^+, (\hat{Q}_1)_u \varphi_0 \rangle, \quad (8)$$

$(\Delta \hat{L})_u = (\hat{L}_1)_u - (\hat{L}_0)_u$ ,  $(\Delta \hat{Q})_u = (\hat{Q}_1)_u - (\hat{Q}_0)_u$ ,  $(\hat{L}_1^+)_u = \frac{d\hat{L}_1^+}{du}$ ,  $(\hat{Q}_1^+)_u = \frac{d\hat{Q}_1^+}{du}$ , а  $f_0^+(x), f_1(x)$  – частные решения неоднородных уравнений

$$\begin{aligned} -\hat{L}_0^+ f_0^+(x) + \lambda_0 \hat{Q}_0^+ f_0^+(x) &= -q^+(x), \quad f_0^+(x) \in d^+, \\ -\hat{L}_1 f_1(x) + \lambda_1 \hat{Q}_1 f_1(x) &= -q(x), \quad f_1(x) \in d, \end{aligned} \quad (9)$$

в которых правые части  $q^+(x), q(x)$  имеют вид:

$$\begin{aligned} q^+(x) &= \frac{-(\Delta \hat{L})^+ \varphi_1^+ + \lambda_0 (\Delta \hat{Q})^+ \varphi_1^+ - \rho \hat{Q}_1^+ \varphi_1^+}{\langle \hat{Q}_1^+ \varphi_1^+, \varphi_0 \rangle}, \\ q(x) &= \frac{-\Delta \hat{L} \varphi_0 + \lambda_0 \Delta \hat{Q} \varphi_0 - \rho \hat{Q}_1 \varphi_0}{\langle \hat{Q}_1^+ \varphi_1^+, \varphi_0 \rangle} \end{aligned} \quad (10)$$

и удовлетворяют условиям  $\langle q^+, \varphi_0 \rangle = 0$ ,  $\langle \varphi_1^+, q \rangle = 0$ . Соотношения (7)–(10) можно рассматривать как частный случай формул теории возмущений для произвольного дробно-билинейного функционала, записанных в работе [7].

Решение каждого уравнения (9) ищется итерационно среди функций, принадлежащих таким множествам  $d^+ \subset D^+$ ,  $d \subset D$ , что выполняются условия  $\langle f_0^+, \hat{Q}_0 \varphi_0 \rangle = 0$ ,  $\langle \hat{Q}_1^+ \varphi_1^+, f_1 \rangle = 0$ .

При этом время нахождения  $f_0^+(x)$  (или  $f_1(x)$ ) примерно такое же, как и получение  $\varphi_0^+(x)$  (или  $\varphi_1(x)$ ).

Таким образом, если наряду с величиной  $\rho$  необходимо знать производные  $H_u^{(\rho)}$ , то метод возмущений в отношении вычислительных затрат уступает остальным. В методе возмущений приходится решить на одно уравнение вида (2) (или (4)) больше, чем в разностном или вариационно-разностном методе. Это связано с получением

$\frac{d\lambda_0}{du}$  и приводит к увеличению времени расчета коэффициентов чувствительности примерно на 25%. Вероятно, на это можно пойти, когда значения  $H_u^{(\rho)}$  сравнимы (по модулю) с погрешностями расчета производных  $\frac{d\lambda_i}{du}$ ,  $i = 1, 2$ . Кроме того, в некоторых случаях (например, при решении задач оптимизации реакторов с использованием методов линеаризации [8]) приходится рассчитывать  $\frac{d\lambda_0}{du}$  не зависимо от значений  $H_u^{(\rho)}$ . Тогда отмеченный недостаток не повлияет на время решения оптимизационной задачи.

Преимущества метода возмущений при проведении и анализе расчетных исследований проиллюстрируем на примерах расчета в многогрупповом диффузационном приближении пустотного эффекта реактивности (ПЭР) быстрого реактора, состоящего из одной активной зоны. Такая простая модель (называемая иногда «нуль-мерной») позволяет в качестве  $\varphi_i(x)$  рассматривать решения многогрупповых уравнений для спектров  $\varphi_i^{(k)}$  ( $k = 1, 2, \dots, m$ ):

$$-\alpha^2 D_i^{(k)} \varphi_i^{(k)} - \Sigma_{ad,i}^{(k)} \varphi_i^{(k)} + \sum_{j=1}^{k-1} \Sigma_{d,i}^{j \rightarrow k} \varphi_i^{(j)} + \frac{1}{K_{\phi,i}} \chi^{(k)} \sum_{j=1}^m v_f^{(j)} \Sigma_{f,i}^{(j)} \varphi_i^{(j)} = 0, i = 1, 2. \quad (11)$$

Здесь принятые известные обозначения для коэффициентов диффузии  $D^{(k)}$ , спектра нейтронов деления  $\chi^{(k)}$ , макроскопических сечений поглощения  $\Sigma_a^{(k)}$ , деления  $\Sigma_f^{(k)}$  и увода  $\Sigma_d^{(j \rightarrow k)}$  нейтронов из группы  $j$  в группу  $k$ , а через  $\alpha^2$  обозначен геометрический параметр реактора. Как и раньше, индекс  $i$  указывает на соответствие макроскопических сечений тому или иному состоянию реактора.

В каждом состоянии реактора уравнения (11), а также сопряженные к ним уравнения вида (4) для спектров ценностей нейтронов  $\varphi_i^{+(k)}$  решаются без итераций, используя условия нормировки:

$$K_{\phi,i} = \sum_{k=1}^m v_f^{(k)} \Sigma_{f,i}^{(k)} \varphi_i^{(k)}, K_{\phi,i} = \sum_{k=1}^m \chi^{(k)} \varphi_i^{+(k)}, i = 1, 2.$$

Также без итераций в этой модели реактора находятся частные решения уравнений вида (10). Например, значения  $f_1^{(k)}$  (соответствующие функции  $f_1(x)$ ) определяются при последовательном решении (начиная с первой группы) уравнения:

$$-\alpha^2 D_1^{(k)} f_1^{(k)} - \Sigma_{ad,1}^{(k)} f_1^{(k)} + \sum_{j=1}^{k-1} \Sigma_{d,1}^{(j \rightarrow k)} f_1^{(j)} = -q^{(k)}, k = 1, 2, \dots, m,$$

где правые части  $q^{(k)}$  соответствуют значениям  $q(x)$  в равенстве (10).

Расчеты проводились в 26-групповом приближении для реакторов с нитридным топливом, охлаждаемых жидким натрием (БН) или свинцом (БС). В обоих случаях принимались следующие значения объемных долей топлива ( $\varepsilon_{\text{топ.}}$ ), теплоносителя ( $\varepsilon_{\text{т.н.}}$ ), конструкционных материалов ( $\varepsilon_{\text{кон.}}$ ) и геометрического параметра ( $\alpha^2$ ):

$$\varepsilon_{\text{топ.}} = 0,44, \varepsilon_{\text{т.н.}} = 0,37, \varepsilon_{\text{кон.}} = 0,19, \alpha^2 = 1,057 \cdot 10^{-3} \text{ см}^{-2}.$$

Топливо содержало смесь ядер оружейного плутония и сырьевого материала в форме природного урана. Микроскопические сечения  $\sigma_p^{(k)}$  различных процессов взаимодействий ( $p=c, f, d, tr$ ) оценивались для каждого состояния с использованием системы АРАМАКО и ядерных констант БНАБ-78 [9]. Значения ПЭР и коэффициентов чувствительности ПЭР к технологическим параметрам обозначены (как и раньше) через  $\rho$  и  $H_u^{(\rho)}$  соответственно.

В табл. 4 для реактора БС представлены результаты решения задачи об изменении ПЭР и его составляющих в зависимости от доли тория  $\varepsilon_{\text{Th}} = \frac{N_{\text{Th}}}{N_c}$  в смеси ядер сырьевого материала ( $N_c = N_{\text{Th}} + N_{\text{U}}$ ,  $N_{\text{Th}}$ ,  $N_{\text{U}}$  – концентрации ядер Th-232 и U-238

**Влияние замещения урана торием на величину ПЭР**

Таблица 4

$\varepsilon_{\text{Th}}$	$\rho_j \cdot 10^2$	$\rho_c \cdot 10^2$	$\rho_d \cdot 10^2$	$\rho_f \cdot 10^2$	$\rho \cdot 10^2$
0,0	-5,966	1,200	3,375	-0,109	-1,500
0,2	-5,996	1,043	3,330	-0,154	-1,747
0,4	-6,053	1,007	3,045	-0,082	-2,083
0,6	-6,141	1,008	2,732	-0,081	-2,482
0,8	-6,248	1,023	2,360	-0,083	-2,948
1,0	-6,385	1,099	1,888	-0,092	-3,488

соответственно). В каждом варианте обогащение топлива плутонием выбиралось таким, чтобы реактор в исходном (невозмущенном) состоянии оставался критическим. В этой же таблице приведены составляющие ПЭР, отражающие вклады от изменения утечки нейtronов  $\rho_J$ , радиационного захвата  $\rho_c$ , сечения увода нейтронов  $\rho_d$  (называемого также спектральной составляющей) и сечения деления  $\rho_f$ :

$$\rho = \rho_J + \rho_c + \rho_d + \rho_f.$$

Выраженные через изменения коэффициентов диффузии  $\Delta D^{(k)} = D_1^{(k)} - D_0^{(k)}$  и соответствующих макроскопических сечений  $\Delta \Sigma_p^{(k)} = \Sigma_{p,1}^{(k)} - \Sigma_{p,0}^{(k)}$  ( $p = c, d, f$ ), они равны значениям

$$\begin{aligned}\rho_J &= -\frac{\alpha^2}{C} \sum_{k=1}^m \Delta D^{(k)} \varphi_1^{+(k)} \varphi_0^{(k)}, \quad \rho_d = \frac{1}{C} \sum_{k=1}^m \sum_{j=k+1}^m \Delta \Sigma_d^{(k \rightarrow j)} (\varphi_1^{+(j)} - \varphi_1^{+(k)}) \varphi_0^{(k)}, \\ \rho_c &= -\frac{1}{C} \sum_{k=1}^m \Delta \Sigma_c^{(k)} \varphi_1^{+(k)} \varphi_0^{(k)}, \quad \rho_f = \frac{1}{C} \sum_{k=1}^m \left( \lambda_0 K_{\text{эф},1} \Delta (\nu_f^{(k)} \Sigma_f^{(k)}) \varphi_0^{(k)} - \Delta \Sigma_f^{(k)} \varphi_1^{+(k)} \varphi_0^{(k)} \right),\end{aligned}$$

в которых  $C = K_{\text{эф},1} \sum_{k=1}^m \nu_f^{(k)} \Sigma_{f,1}^{(k)} \varphi_0^{(k)}$ .

Перечисленные составляющие ПЭР дают полезную информацию для анализа зависимости  $\rho$  от состава зоны. Из таблицы видно, что замещение урана торием снижает ПЭР в основном за счет уменьшения положительной спектральной составляющей  $\rho_d$ . Такое изменение  $\rho_d$  связано с двумя причинами: ужесточением спектра нейтронов при потере теплоносителя и тем, что торий хуже делится быстрыми нейтронами, чем уран. Как известно, в области высоких энергий сечение деления  $\sigma_{f,\text{Th}}^{(k)}$  тория-232 в несколько раз меньше сечений деления  $\sigma_{f,U}^{(k)}$  урана-238. Обращает внимание также нелинейный характер зависимости  $\rho$  от  $\epsilon_{\text{Th}}$ , незначительный вклад величины  $\rho_f$  в общую сумму и достаточно большое (по модулю) значение составляющей  $\rho_J$ . Последнее говорит о необходимости более точного (чем это делается в «нуль-мерном» приближении) расчете вклада от изменения утечки нейтронов.

Другой пример относится к оценке константных составляющих погрешностей расчета значений  $\lambda_0$  и  $\rho$ , и позволяет убедиться в работоспособности алгоритма (7)–(10) получения коэффициентов  $H_u^{(\rho)}$ . Под константной понимается та часть погрешности какой-либо характеристики реактора, которая связана лишь с неточностями знания многогрупповых микроскопических сечений. Для таких функционалов, как эффективный коэффициент размножения нейтронов  $K_{\text{эф}}$  и коэффициент воспроизведения, задача рассматривалась в работе [10]. Экспериментальное обоснование погрешностей расчета ряда характеристик (включая ПЭР) быстрого реактора с оксидным топливом представлено в докладе [11]. В настоящее время задача об оценке погрешностей расчета остается по-прежнему актуальной и, прежде всего, в отношении эффектов реактивности в реакторах с перспективными видами топлива, в которых удается добиться значений ЭР, близких к нулю.

Оценка погрешности характеристики  $F$  (в дальнейшем  $F = \lambda_0$  или  $F = \rho$ ) проводилась в предположении, что отклонения случайных параметров  $u_j$  ( $j \in I$ ), от которых зависит  $F$ , малы, а вероятности отклонений подчиняются нормальным законам распределения. Известно [12], что в этом случае среднее квадратическое отклонение  $d_F$  величины  $F$  связано со средними квадратическими отклонениями  $d_j$  параметров  $u_j$  равенством:

$$d_F^2 = \sum_{i \in I} \sum_{j \in I} h_i^{(F)} h_j^{(F)} r_{i,j} d_i d_j, \quad (12)$$

где  $r_{ij}$  – коэффициенты корреляции, а  $h_j^{(F)}$  имеют смысл коэффициентов чувствительности  $F$  к параметрам  $u_j$ . Множество  $I$  представляет собой объединение всех возможных значений индексов  $p, k, l$ , указывающих на выбор определенного сечения  $\sigma_{p,l}^{(k)}$  процесса  $p$  в группе  $k$  для элемента  $l$ . Коэффициенты  $h_j^{(F)}$  однозначно выражаются через коэффициенты чувствительности  $H_{p,k,l}^{(F)} = \frac{dF}{d\sigma_{p,l}^{(k)}}$ , учитывая соотношения, связывающие параметр  $u_j$  с сечениями  $\sigma_{p,l}^{(k)}$ .

В табл. 5 для модели реактора БН с нитридным топливом представлены результаты расчета относительных погрешностей  $\delta_F = \frac{d_F}{|F|}$ , ( $F = \lambda_0, \rho$ ), полученных с учетом всех присутствующих в активной зоне элементов (суммарные погрешности), а также даны вклады  $\delta_\lambda^{(j)}, \delta_\rho^{(j)}$  погрешностей некоторых случайных параметров. Расчеты выполнены в 12-групповом приближении с использованием приведенных в работе [9] значений погрешностей  $d_j$  и коэффициентов  $r_{ij}$  (ковариационных матриц). Двенадцатигрупповые микроскопические сечения элементов определялись путем усреднения 26-групповых ядерных констант по спектру нейтронов  $\Phi_0^{(k)}$ , учитывая указанное в той же работе соответствие между группами двух систем констант. Для исходного и возмущенного состояний реактора принимались одинаковые ковариационные матрицы и не учитывались корреляции между погрешностями сечений разных элементов.

Сравнение значений  $\delta_\rho^{(j)}, \delta_\lambda^{(j)}$  для разных параметров показывает, что вклады их в суммарные погрешности  $\delta_\rho = 0,429, \delta_\lambda = 0,0168$  зависят как от вида процесса взаимодействия, так и от концентраций ядер. Например, наибольший вклад в величину  $\delta_\rho$  вносят погрешности групповых сечений основного делящегося элемента (Pu-239), транспортного сечения Na и сечения радиационного захвата U-238,

Таблица 5  
Константные составляющие погрешностей расчета  $\lambda_0, \rho$

Элемент	Параметр $u$	Составляющие $\delta_\lambda^{(j)}$	Составляющие $\delta_\rho^{(j)}$
U-235	$v_{f5}$	$4,76 \cdot 10^{-5}$	$5,93 \cdot 10^{-4}$
	$\sigma_{c,f}/\sigma_{f5}$	$6,05 \cdot 10^{-5}$	$1,54 \cdot 10^{-3}$
	$\sigma_{f5}$	$9,70 \cdot 10^{-3}$	$1,51 \cdot 10^{-1}$
U-238	$v_{f8}$	$1,64 \cdot 10^{-3}$	$2,39 \cdot 10^{-2}$
	$\sigma_{f8}$	$9,27 \cdot 10^{-3}$	$2,49 \cdot 10^{-1}$
	$\sigma_{f8}/\sigma_{f5}$	$1,17 \cdot 10^{-3}$	$1,71 \cdot 10^{-2}$
Pu-239	$v_{f9}$	$3,22 \cdot 10^{-3}$	$3,26 \cdot 10^{-2}$
	$\sigma_{c,f}/\sigma_{f9}$	$3,55 \cdot 10^{-3}$	$1,29 \cdot 10^{-1}$
	$\sigma_{f9}/\sigma_{f5}$	$8,47 \cdot 10^{-3}$	$1,65 \cdot 10^{-1}$
Na	$\sigma_{fr,Na}$	$1,49 \cdot 10^{-3}$	$2,21 \cdot 10^{-1}$
	$\sigma_{c,Na}$	$4,10 \cdot 10^{-4}$	$6,07 \cdot 10^{-2}$
Ni	$\sigma_{c,Ni}$	$2,81 \cdot 10^{-4}$	$4,38 \cdot 10^{-3}$
Fe	$\sigma_{c,Fe}$	$5,75 \cdot 10^{-4}$	$2,85 \cdot 10^{-5}$
Суммарная погрешность		$1,68 \cdot 10^{-2}$	$4,29 \cdot 10^{-1}$

т.е. тех ядер, которые в достаточно большом количестве присутствуют в активной зоне. Это не удивительно, поскольку коэффициенты чувствительности  $H_{p,k,l}^{(F)}$  пропорциональны концентрациям  $N_l$  ядер сорта  $l$ . Исключение составляют лишь сечения деления  $\sigma_{f,5}^{(k)}$  для U-235 (которого мало в природном уране). В этом случае повышенное значение вклада связано с косвенным влиянием этой погрешности на изменения сечений всех тяжелых ядер топлива. Действительно, пусть для какой-либо группы  $k$   $u_1 = \sigma_{f,5}^{(k)}$ ,  $u_j = \frac{\sigma_{f,j}^{(k)}}{\sigma_{f,5}^{(k)}}$  при  $j = 1, 2, \dots, J$ , тогда  $h_1^{(F)} = H_{f,k,5}^{(F)} + \sum_{j=1}^J H_{f,k,j}^{(F)} u_j$ ,

$$h_j^{(F)} = H_{f,k,j}^{(F)} u_1, \quad j = 1, 2, \dots, J. \quad \text{В результате может оказаться, что } (h_1^{(F)})^2 > (h_{f,k,5}^{(F)})^2.$$

В рассматриваемой модели реактора  $\lambda_0 = 1,000$ ,  $\rho = -0,00676$ , а эффективная доля запаздывающих нейтронов  $\beta_{\text{эфф}} = 0,0041$ . Абсолютное значение погрешности  $\Delta_\lambda = \lambda_0 \delta_\lambda = 0,0168$  и близко к тому, что дано в работе [11]. Значение погрешности  $\Delta_\rho = |\rho| \delta_\rho = 0,0029$ , что примерно лишь в 1,5 раза меньше значения  $\beta_{\text{эфф}}$ . Это говорит о необходимости дальнейшего уточнения многогрупповых сечений с тем, чтобы с достаточной степенью определенности судить о выполнении одного из важных для безопасности реакторов условия:  $|\rho| \leq \beta_{\text{эфф}}$ .

**Авторы выражают благодарность А.Н. Шмелеву за полезные обсуждения представленных здесь результатов и В.А. Апсэ за помощь в освоении вычислительных программ, с помощью которых рассчитывались блокированные многогрупповые сечения.**

### Литература

1. Шихов С.Б., Троянский В.Б. Теория ядерных реакторов (Т. 2). – М.: Энергоатомиздат, 1983.
2. Марчук Г.И., Орлов В.В. К теории сопряженных функций (В кн.: Нейтронная физика). – М.: Атомиздат, 1962. – С. 30-45.
3. Усачев Л.Н. Теория возмущений для коэффициента воспроизведения и других отношений чисел различных процессов в реакторах // Атомная энергия. – 1963. – Т. 15. – Вып. 5. – С. 472-481.
4. Орлов В.В. Оценности нейтронов и теории возмущений для расчета ядерных реакторов / Препринт ФЭИ ТР-640, 1964.
5. Тихонов А.Н., Арсенин В.Я. Методы решения некорректных задач. – М.: Наука, 1986..
6. Новиков В.М., Слесарев И.С., Алексеев П.Н. и др. Ядерные реакторы повышенной безопасности (анализ концептуальных разработок). – М.: Энергоатомиздат, 1993.
7. Усачев Л.Н., Зарицкий С.М. Бюллетень Информационного центра по ядерным данным. – М.: Атомиздат, 1965. – Вып. 2. – С. 242.
8. Хромов В.В., Кузьмин А.М., Орлов В.В. Метод последовательной линеаризации в задачах оптимизации реакторов на быстрых нейтронах. – М.: Атомиздат, 1978.
9. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н. и др. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. – М.: Энергоиздат, 1981.
10. Алексеев П.Н., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н. Оценка погрешностей расчета коэффициентов критичности и воспроизведения энергетических быстрых реакторов из-за неточности нейтронных данных // Атомная энергия. – 1980. – Т. 49. – Вып. 4. – С. 221-224.
11. Матвеенко И.П. Экспериментальные исследования в обоснование эффективности и безопасности ядерной энергетики / Доклад на научной сессии МИФИ-2006.
12. Вентцель Е.С. Теория вероятностей. – М.: Наука, 1969.

Поступила в редакцию 14.07.2006

## ПОДКРИТИЧЕСКИЕ СИСТЕМЫ ДЛЯ НЕЙТРОН-ЗАХВАТНОЙ ТЕРАПИИ

**Ю.А. Кураченко, Ю.А. Казанский, Е.С. Матусевич**

*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,  
г. Обнинск*



Рассмотрен новый класс установок для нейtronной (в том числе и для нейtron-захватной) терапии, основанный на «подсветке» глубоко подкритических систем заряженными частицами высоких энергий. Выделены две наиболее перспективные «поджигающие» реакции и соответственно два варианта подкритической системы. Выполнена оптимизация блока вывода пучка по критериям для нейtron-захватной терапии. Наряду с формированием и исследованием характеристик поля излучения на выходе пучка предложены композиции защиты от излучений и получена мощность энерговыделения в установке в целом и в ее компонентах. Показана безопасность и простота предложенных установок.

### ВВЕДЕНИЕ

В терапии онкологических заболеваний используют (наряду с другими радиологическими методами) внешние пучки излучения. При этом возникает естественное требование достижения наибольшего терапевтического эффекта, который определяется как отношение поглощенной дозы в опухоли к максимальной дозе в здоровой ткани. При глубоких залеганиях опухоли наиболее эффективными являются пучки протонов и нейтронов. Для протонов (и других тяжелых заряженных частиц) высокое значение терапевтического эффекта достигается за счет того, что большая часть энергии выделяется в конце пробега. Варьируя энергию протонов, можно обеспечить длину пробега (и максимум энерговыделения) соответствующей глубине залегания опухоли. При применении нейтронных пучков можно получить более значительный терапевтический эффект (вплоть до 5–6, [1]) при использовании технологии нейtron-захватной терапии.

До недавнего времени для терапии онкологических заболеваний использовались практически исключительно пучки исследовательских реакторов. В качестве альтернативы в последние годы развиваются проекты специализированных медицинских реакторов высокой безопасности, которые предполагается размещать в непосредственной близости к клинике (см., например, [2]).

Большая степень радиационной и ядерной безопасности может быть достигнута при использовании глубоко подкритических систем, которые облучаются заряженными частицами для генерации нейтронов. При рассмотрении реакций с непосредственным выходом нейтронов (в частности, нейтронных генераторов) оказалось, что существующие установки не обеспечивают необходимой интенсивности пучка нейтронов. При выполнении данной работы было рассмотрено не-

сколько реакций с заряженными частицами (протонами и дейтонами). Вне конкуренции оказались реакция  ${}^9\text{Be}(\text{d},\text{n}){}^{10}\text{B}$  при энергии дейтонов 8÷20 МэВ и реакция «скальвания», в которой протоны с энергией 230 МэВ падают внутрь цилиндрической мишени из обедненного (0.2% по  ${}^{235}\text{U}$ ) урана.

Эти реакции имеют еще и то преимущество, что соответствующие ускорители уже используются в медицинских целях. Так, для получения  $\beta^+$ -активных радионуклидов широко используются малогабаритные циклотроны, ускоряющие протоны или дейтоны до энергий 8–12 МэВ и циклотроны на несколько большие энергии. Токи ускоренных частиц в них могут достигать 1–2 мА при облучении внутренней мишени и нескольких сотен мкА выведенного пучка. Для лучевой терапии с использованием пучков протонов с энергией 150–250 МэВ применяются существующие ускорители разных типов. Кроме того, такие ускорители в настоящее время строятся специально для медицинских приложений [3]. Токи ускоренных частиц в ускорителях циклического типа достигают 0.5 мкА, а в линейных ускорителях в сотни раз больше. Можно полагать, что в ближайшие годы многие крупные онкологические центры будут иметь такие ускорители.

Представляется целесообразным рассмотреть возможность использования гибридных систем ускоритель–размножающая нейтроны подкритическая система (ПКС) для формирования пучков нейтронов с характеристиками, удовлетворяющими требованиям нейtron-захватной терапии. При этом предполагается, что такая система будет «занимать» пучок в течение не более 1–2% времени, а если пучок достаточно интенсивный, то отщеплять от него небольшую часть.

В качестве размножителей для ускорителей двух типов в настоящей работе рассмотрены ПКС с  $k_{\text{eff}} \leq 0.90$ . Основанием выбора именно такой глубокой подкритичности являются минимальные требования к управляющим системам и системам безопасности для данного значения  $k_{\text{eff}}$ . В частности, каналы контроля плотности потока нейтронов могут использоваться только при загрузке активной зоны ядерным топливом и при модификации ПКС, сопровождающейся загрузкой (перегрузкой) ядерного топлива, а при последующей эксплуатации ПКС каналы контроля плотности потока нейтронов могут отсутствовать ([4], п. 2.2.2.14). Что касается системы безопасности, то для ПКС с  $k_{\text{eff}} \leq 0.90$  СУЗ может отсутствовать, если в проекте ПКС обеспечено и в Отчете по обоснованию безопасности показано, что при любых нарушениях нормальной эксплуатации для подкритической сборки  $k_{\text{eff}}^{\max} < 1$  (там же, п. 2.3.1.2).

Задача определения характеристик ПКС для нейtron-захватной терапии (НЗТ) будет рассмотрена в соответствии со следующими требованиями:

- $k_{\text{eff}}^{\max} \leq 0.90$  для ПКС как при всех режимах эксплуатации, так и в случае аварии;
- коллимационная система<sup>1</sup> для вывода пучка нейтронов оптимизируется по совокупности требований, с учетом как требований собственно к пучку для НЗТ, так и требований защиты персонала и пациента, условиям теплосъема и т.д.

## РАСЧЕТНЫЙ АППАРАТ

Основным расчетным аппаратом являлись программы семейства MCNP [5], включая версию MCNPX [6]. Эти программы вне конкуренции для данного класса задач транспорта излучений: относительно небольшие оптические толщины рассматриваемых композиций позволяют получать все необходимые функционалы поля излучений непосредственно в расчете методом Монте-Карло, без применения сложных расчетных технологий [7]. Для повышения надежности результатов эти про-

<sup>1</sup> Коллимационная система (КС) включает собственно коллиматор, модификатор спектра и, при необходимости, гамма-фильтр для подавления гамма-излучения пучка.

граммы применялись как независимо, так и «в цепочке» MCNPX → MCNP. В последнем случае энергоугловые характеристики источника нейтронов для рассматриваемых реакций получались с помощью программы MCNPX (транспорт излучений с учетом заряженных частиц) и далее эти характеристики источника задавались в программе MCNP (транспорт нейтронов, фотонов и электронов).

Расчеты выполнялись посредством многократного пересчета композиций варьируемого состава для определения оптимальных характеристик с периодическим возвращением к расчету получившейся системы на критичность. Такой подход обусловлен чувствительностью  $k_{eff}$  к конфигурации и составу материалов как активной зоны (АЗ), так и коллимационной системы, а также фронтальной защиты (рис. 1).

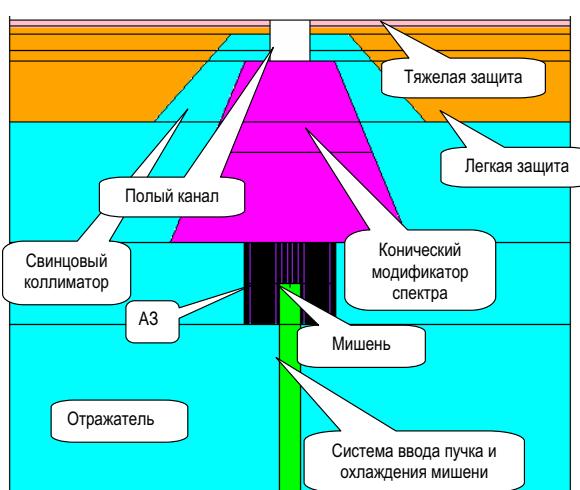


Рис. 1. Осьное сечение расчетной модели типичной цилиндрической ПКС

## ОСНОВНЫЕ КОМПОНЕНТЫ ПОДКРИТИЧЕСКИХ СИСТЕМ

Этими компонентами являются (рис. 1):

- АЗ с отражателем;
- мишень с системой ввода пучка и системой охлаждения;
- фронтальная защита с коллимационной системой.

В качестве материалов АЗ (топливо, замедлитель) рассмотрены различные варианты гомогенных и гетерогенных композиций. Было также рассмотрено большое количество вариантов ПКС и «поджигающих» реакций. В качестве материалов мишени рассмотрены как легкие элементы (литий, бериллий), так и тяжелые (вольфрам, свинец, обедненный уран). Для отражателя из практически всего трех «претендентов»: никель, железо (сталь) и свинец, наилучшим оказался свинец.

По совокупности свойств материалов, степени выполнения теплотехнических, технологических и других требований, а также по степени выполнения требований к нейтронным пучкам для НЗТ [1], наилучшими из исследованных вариантов оказались, как уже отмечалось выше, два «полярных»: 1) ПКС на реакции  $^{9}\text{Be}(\text{d},\text{n})^{10}\text{B}$  и 2) ПКС на реакции «скалывания» для протонов и мишени из обедненного урана.

Кратко опишем основные компоненты оптимальных ПКС.

### Активная зона и отражатель

Радиальное сечение типичной активной зоны ПКС представлено на рис. 2. Окончательно было выбрано гетерогенное расположение топлива и фиксированные

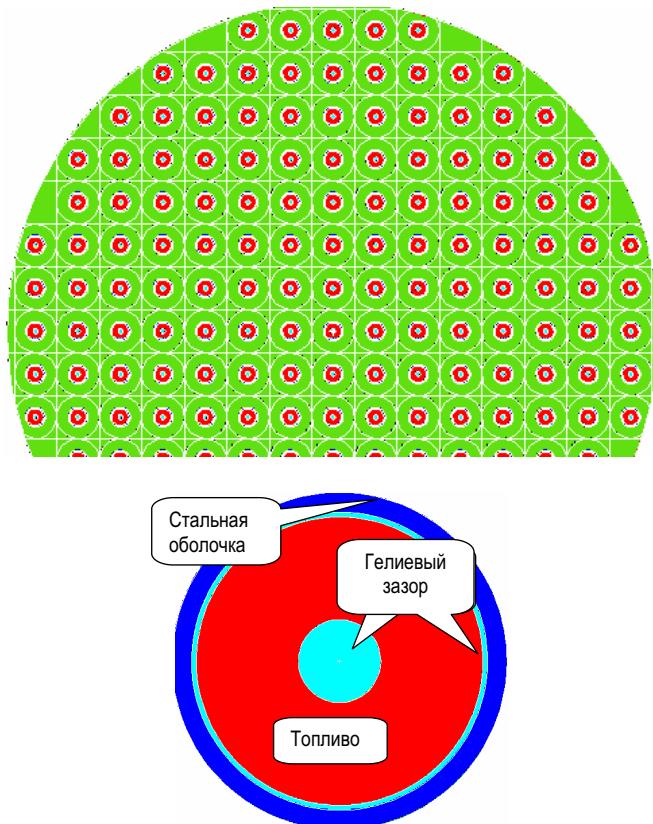


Рис. 2. Радиальное сечение А3 (первый вариант ПКС) и твэл

характеристики твэлов. Прототипом твэла является укороченный твэл реактора БН-600. В табл. 1 представлены основные характеристики А3 для двух оптимальных вариантов.

Схема ввода пучка, представленная на рис. 1, соответствует первому варианту ПКС. Схема ввода пучка протонов для второго варианта приведена на рис. 3.

Материал замедлителя выбран из соображений экономии нейтронов и достаточной теплопроводности. Предполагается, что отвод тепла с топливной матрицы обеспечивается теплопроводностью, что требует отсутствия зазоров между поверхностью твэла и замедлителем и хорошей теплопроводности материала матрицы.

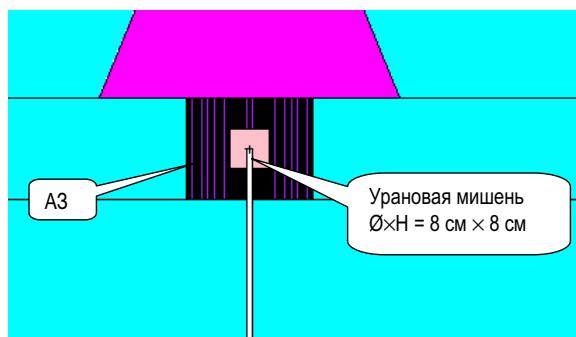


Рис. 3. Организация ввода пучка протонов для 2-го варианта ПКС (расчетная модель ПКС показана не полностью)

Таблица 1

**Характеристики активных зон двух вариантов оптимальных ПКС**

Топливо		UO <sub>2</sub>
Обогащение		17% по <sup>235</sup> U
Загрузка	Первый вариант:	1.535 кг <sup>235</sup> U
	Второй вариант:	1.818 кг <sup>235</sup> U
Замедлитель		ZrH <sub>1.8</sub> , плотность 5.74 г/см <sup>3</sup>
Объем активной зоны	Первый вариант:	8.31 дм <sup>3</sup>
	Второй вариант:	9.81 дм <sup>3</sup>
Высота АЗ		20 см
Радиус АЗ	Первый вариант:	11.5 см
	Второй вариант:	12.5 см
Количество твэл	Первый вариант:	168 шт. длиной 20 см 9 шт. длиной 10 см
	Второй вариант:	192 шт. длиной 20 см 41 шт. длиной 6 см
Твэл	Внешний диаметр	0.69 см
	Толщина оболочки	0.04 см
	Внутренний диаметр топлива	0.085 см
	Внешний диаметр топлива	0.295 см
Шаг решетки		1.50 см
$k_{eff}$	Первый вариант:	0.89463±0.00026
	Второй вариант:	0.90014±0.00026
Средняя энергия нейтрона, вызывающего деление	Первый вариант:	64.49 кэВ
	Второй вариант:	93.76 кэВ

Свинцовый отражатель больших габаритов (и соответственно массы) необходим для минимизации утечки нейтронов при их малом поглощении. Следует отметить, что для ускорения расчетов в качестве защиты рассматривалась только фронтальная. Боковая и тыльная защита при таких габаритах отражателя не оказывает никакого влияния на характеристики ПКС, поэтому ее конфигурация и состав могут быть получены в дополнительных независимых расчетах.

Существенной стадией расчета является выведение ПКС в целом на подкритичность  $k_{eff} \leq 0.90$ . Эта процедура осуществлялась многократными запусками программы для варьируемых значений радиуса АЗ (т.е. изменением утечки нейтронов из АЗ) и шага прямоугольной решетки (т.е. изменением загрузки и соотношения «топливо–замедлитель»). Вывод на  $k_{eff} \leq 0.90$  является первым шагом последующей оптимизации КС и фронтальной защиты, после чего конфигурация АЗ вновь уточняется приведением  $k_{eff}$  к требуемому значению.

### Мишень и ввод пучка

Для первого варианта ПКС предполагается, что энерговыделение в бериллиевой мишени будет сниматься циркулирующей в канале ввода пучка водой. Поэтому в расчетах предусмотрено наличие воды в канале. Плотность воды в канале ввода была дополнительным (третьим) параметром, варьируемым при выведении ПКС на

заданную подкритичность. В частности, для представляемого 1-го варианта (энергия дейтонов 16 МэВ, мощность энерговыделения 3.2 кВт при токе 200 мкА, выход нейтронов  $0.748 \cdot 10^{13} \text{ с}^{-1}$ ) задана плотность воды в объеме канала, равная 1/8 плотности при нормальных условиях. Выбором расхода воды при реальном канале должен быть обеспечен отвод тепла, выделяющегося в мишени. Для выбранной энергии дейтонов и материала мишени габариты «бесконечной» (т.е. с полным поглощением дейтонов) мишени будут настолько малыми, что в расчетах транспорта нейтронов берилиевая мишень не учитывается. Следует отметить, что при решении задачи для 1-го варианта применялся комбинированный подход: вначале по программе MCNPX получалось энергоугловое распределение нейтронов в реакции  ${}^9\text{Be}(\text{d},\text{n}){}^{10}\text{B}$ , а затем рассчитывался транспорт нейтронов и фотонов по программе MCNP.

Для второго варианта ПКС предполагается ток протонов 0.5 мкА [3], что при «бесконечной» урановой мишени (рис. 3) в форме цилиндра приводит к суммарной мощности энерговыделения в мишени за счет ионизационных потерь первичного пучка и ядерных реакций  $\approx 160$  Вт. Такое энерговыделение при объеме металлической мишени 0.40 дм<sup>3</sup> и хорошем контакте с топливной матрицей вполне может быть отведено теплопроводностью материалов ПКС. Выход нейтронов при таких условиях  $0.312 \cdot 10^{13} \text{ с}^{-1}$ . Задача для 2-го варианта решалась с помощью только программы MCNPX, т.е. рассматривался совместный транспорт протонов, нейтронов и фотонов.

### Фронтальная защита и коллимационные системы

Оптимальные коллимационные системы обоих вариантов оказались достаточно близкими между собой. Так, модификатор спектра (материал Fluental<sup>2</sup>) один и тот же, и представляет собой усеченный конус с половинным углом при вершине  $\sim 22.6^\circ$ , причем вершина конуса находится на высоте 82 см от центра А3. Толщина слоя Fluental 45 см. Различие двух вариантов состоит в том, что полая часть канала вывода для второго варианта на 5 см длиннее. Такая конфигурация стала возможной, поскольку ПКС на протонах (2-й вариант) в целом мощнее. Увеличение полой части канала, несколько уменьшившее поток нейтронов на выходе, позволило уменьшить более высокие в случае 2-го варианта дозы вблизи выхода (т.к. увеличились толщина защиты и расстояние от А3) и, кроме того, несколько улучшилась направленность нейтронов. Окончательно база (расстояние от поверхности А3 до выхода канала) составила 55 и 60 см для 1-го и 2-го вариантов соответственно.

Выбор материалов фронтальной защиты практически однозначен: минимум габаритов защиты в направлении пучка достигается при применении борированного полиэтилена и обедненного урана, что было показано ранее [2]. В данном случае оказалось возможным ограничиться малой толщиной тяжелой защиты (2 см, рис. 1), поскольку как первичное, так и более существенное вторичное гаммаизлучение хорошо подавляется свинцовыми отражателем и коллиматором.

### РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

В табл. 2 и на рис. 4 представлены основные результаты, полученные для двух ПКС, в сопоставлении с данными для проектируемой медицинской реакторной установки (РУ) «МАРС» [2], один из каналов которой предназначен для НЗТ.

Из представленных данных следует, что характеристики потока нейтронов на выходе каналов двух ПКС и канала РУ «МАРС» в целом достаточно близки. Несколько

<sup>2</sup> Металлокерамика, состав: 56% F, 43% Al, 1% LiF.

более «мягкий» спектр на выходе канала РУ «МАРС» обусловлен, во-первых, большей толщиной слоя модификатора спектра для РУ «МАРС» и, во-вторых, большей базой ( $\sim 90$  см vs  $55\text{--}60$  см). Последнее обстоятельство приводит к большей роли натекания замедлившихся быстрых нейтронов из коллиматора и защиты.

На рис. 5 представлен угловой спектр полного потока на выходе пучков, а также отношение «ток–поток», являющееся одним из критериев качества пучка для НЗТ «в воздухе» [1]. При желательном значении  $\geq 0.7$  все представленные каналы вполне удовлетворяют этому критерию.

При выполнении оптимизационных расчетов в соответствии с критериями качества пучка для НЗТ учитывалась необходимость обеспечения максимального радиального градиента на выходе пучка. Максимизация градиента имеет целью снижение дозовых нагрузок на пациента и на персонал при проведении сеансов терапии. Представление о величине этих дозовых нагрузок можно получить из рис. 6, на котором наряду с величиной мощности поглощенной дозы нейтронов и гам-

Таблица 2  
**Характеристики потока нейтронов  
(доля эпитеческих, быстрых и тепловых нейтронов,  
а также средняя энергия) на выходе каналов двух ПКС  
в сопоставлении с данными для РУ «МАРС»**

	$\Phi_{tot},$ $\text{см}^{-2}\text{s}^{-1}$	$\Phi_{ep}/\Phi_{tot},$ %	$\Phi_{fast}/\Phi_{tot},$ %	$\Phi_{therm}/\Phi_{tot},$ %	$E^0_{aver},$ МэВ
Желательные значения	$\geq 1 \cdot 10^9$	$\sim 100$	$\rightarrow 0$	$\rightarrow 0$	-
РУ «МАРС»	$0.945 \cdot 10^9$	81.6	13.5	4.9	0.0337
1-й вариант ПКС	$1.27 \cdot 10^9$	79.7	13.3	7.00	0.0480
2-й вариант ПКС	$1.12 \cdot 10^9$	77.5	15.0	7.50	0.0663

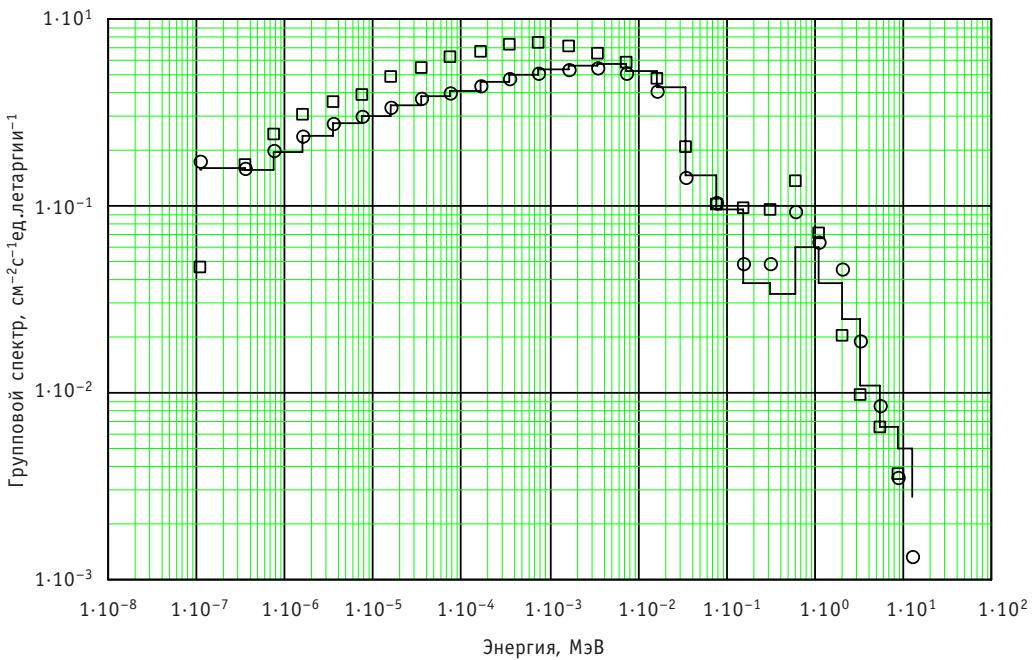


Рис. 4. Спектральные характеристики нейтронов на выходе каналов (каждый спектр нормирован на свою полную мощность потока): — 1-й вариант ПКС; ○○ — 2-й вариант ПКС; □□ — РУ «МАРС»

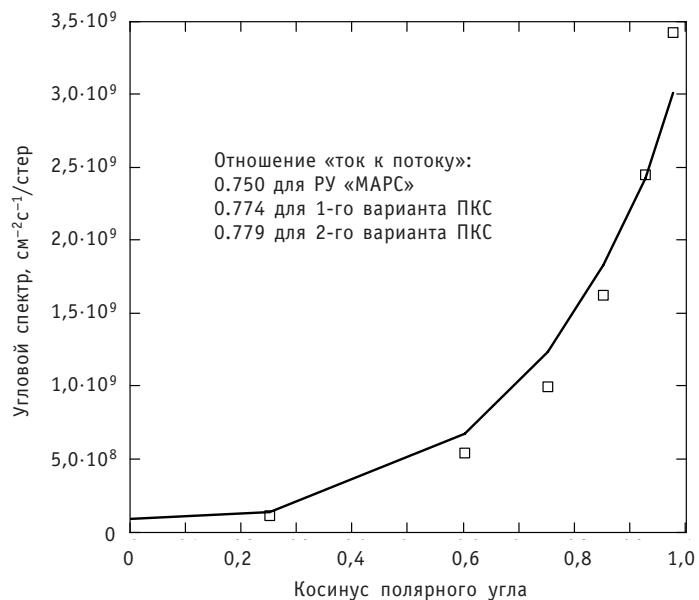


Рис. 5. Характеристики направленности пучка нейтронов: — — вариант 1; □□□ — вариант 2

ма-излучения на выходе пучка представлены уровни повреждающих доз. Первый уровень соответствует первому детерминированному эффекту при локальном облучении кожи: возникновению эритемы (т.е. покраснению). Второй уровень соответствует более серьезному последствию лучевого ожога: возникновению волдыря. Оба критерия лучевого поражения выбраны в силу того, что именно поражения кожи наиболее характерны при лучевой терапии.

Из данных рис. 6 видно, что защита для пучка 2-го варианта ПКС менее эффективна, чем защита для пучка 1-го варианта. Но следует отметить, что, во-первых, в целом дозовые нагрузки для типичных времен экспозиции ( $\leq 1$  ч) относительно

Таблица 3

**Мощность энерговыделения в компонентах  
ПКС (Вт):  $n$  – нейтронная компонента,  $\gamma$  – компонента,  
обусловленная гамма-излучением,  $tot$  – суммарная  
величина**

	Вариант 1*			Вариант 2*		
	$n$	$\gamma$	$tot$	$n$	$\gamma$	$tot$
Топливо	844**	14.8***	859	1090**	18.7***	1110
Оболочка ТВЭЛ	0.0630	1.37	1.43	0.0672	1.74	1.81
Замедлитель	21.3	21.0	42.3	25.7	26.3	52.0
<b>A3 в целом</b>	<b>865</b>	<b>37.2</b>	<b>902</b>	<b>1120</b>	<b>46.7</b>	<b>1170</b>
Отражатель	0.820	19.6	20.4	1.04	22.3	23.3
Модификатор спектра	4.35	3.30	7.65	5.61	4.23	9.84
Легкая защита	2.62	0.219	2.84	3.49	0.306	3.80
Тяжелая защита	0.00804	0.0724	0.0804	0.0872	0.0642	0.151
<b>Всего</b>	<b>873</b>	<b>60.4</b>	<b>933</b>	<b>1130</b>	<b>73.6</b>	<b>1200</b>

\*Энерговыделение в мишени не учитывается (см. «Мишень и ввод пучка»)

\*\*Энергия деления полностью учтена

\*\*\* Гамма-излучение продуктов не учитывается

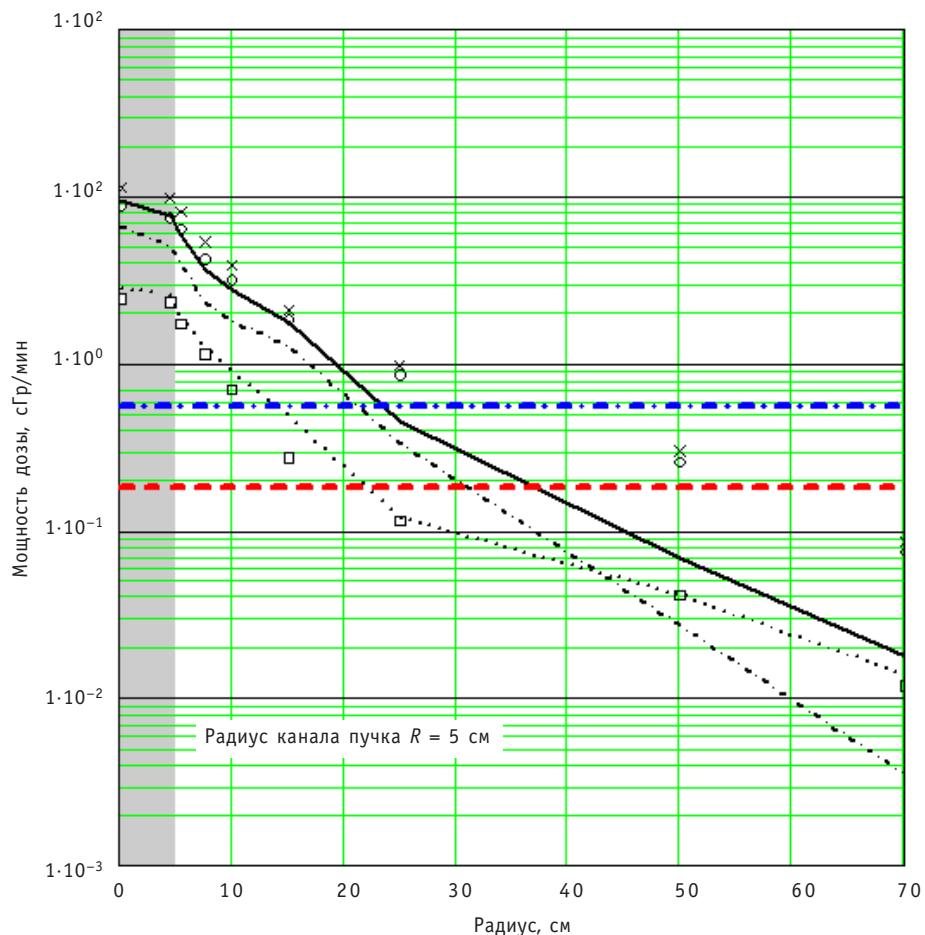


Рис. 6. Радиальное распределение мощности поглощенных доз для 2-х вариантов ПКС и уровни мощности повреждающих доз: - - - - доза нейтронов (1 вар.); · · · · доза  $\gamma$ -излучения (1 вар.); — полная доза (1 вар.); ○○○ доза нейтронов (2 вар.); □□□ доза  $\gamma$ -излучения (2 вар.); ××× полная доза (2 вар.); — — эритема после 1 ч облучения (появление через 2–3 недели); - - - - волдырь после 1 ч облучения (появление через 15–25 сут);

невелики, и, во-вторых, существует целый арсенал профилактических и терапевтических средств для снижения тяжести последствий лучевого воздействия (вплоть до применения локальной защиты).

Представляет известный интерес полное и дифференциальное энерговыделение в ПКС в целом и в ее компонентах. Эти величины определят возможность теплосъема посредством контактной теплопроводности. Данные об интегральной мощности энерговыделения, полученные непосредственно в расчетах по программам MCNP и MCNPX, приведены в табл. 3.

Данные табл. 3 свидетельствуют о возможности снятия энерговыделения теплопроводностью к внешней поверхности установки в предположении хорошего контакта всех компонентов. Металлокерамика модификатора спектра (Fluental) при хорошем контакте и малом энерговыделении также не является «кузким местом». Отметим, что расчетная композиция ПКС, даже не включающая боковую и тыльную защиту, имеет достаточно большой объем ( $\sim 2000$  дм $^3$  при объеме собственно АЗ  $\sim 10$  дм $^3$ ) для хорошего «растекания» тепла и большую поверхность ( $\sim 900$  дм $^2$ ) для снятия тепла естественной циркуляцией воздуха.

Наконец, последствия любой радиационной аварии собственно ПКС (не рассматривая инциденты с первичным пучком) незначительны как для персонала, так и для населения. Это в свое время было показано для РУ «МАРС» [2], средняя мощность которой по сравнению со средней мощностью рассмотренных вариантов ПКС на порядок больше.

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Результаты исследований, часть которых приведена в данной работе, позволили предложить новый класс ядерно- и радиационно безопасных облучательных установок, которые могут быть применены, в частности, в нейтронной и нейтрон-захватной терапии. Эти установки не нуждаются в СУЗ и других системах, свойственных реакторным установкам. При предполагаемом режиме работы 500 ч/год накопленная активность продуктов деления в АЗ мала, что обеспечивает радиационную безопасность персонала и населения при всех мыслимых авариях, вплоть до подрыва активной зоны.

## **Литература**

1. Кураченко Ю.А., Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Критерии качества нейтронных пучков для лучевой терапии//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – №1. – С. 139-149.
2. Кураченко Ю.А., Казанский Ю.А., Левченко А. В., Матусевич Е.С. Вывод нейтронных пучков и защита медицинского реактора «МАРС»//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – №4. – С. 36-48.
3. Stankovskiy A., Kerhoas-Cavata S., Ferrand R. et al. Monte Carlo simulation of a proton therapy beam line for head & neck tumour treatment/10-th International Conference «Safety of NPP and Personnel Training» (Obninsk, Russia. – 1-5 Oct. 2007).
4. Правила ядерной безопасности подкритических стендов ПБЯ ПКС-2005/Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Утверждены постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 4 мая 2005 г. – №2.
5. MCNP A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I: Overview and Theory. Authors: X-5 Monte Carlo Team // LA-UR-03-1987. April 24, 2003.
6. MCNPX Users Manual Version 2.4.0. Authors: MCNPX Publishing Team // LA-CP-02-408. September 2002.
7. Кураченко Ю.А. Расчетные технологии для реакторных пучков медицинского назначения// Альманах клинической медицины. – Т. XVII. – Ч. 1. – М.:МОНИКИ, 2008. – С. 346-349.

Поступила в редакцию 11.07.2008

# РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ АКТИВНОСТИ НИКЕЛЕВЫХ ФОЛЬГ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОМ ЗАЛЕ ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА БАРС-6\*

**Ю.А. Кураченко\*, Е.С. Матусевич\*, Ю.А. Прохоров\*\*, Г.Н. Фокин\*\*,  
П.А. Якубов\*\***

\*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,  
г. Обнинск

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



Дано краткое описание двухзонного импульсного реактора БАРС-6, предназначенного для лазерных, медико-биологических и других исследований. Описаны расчетные модели активных зон реактора для программ MCNP и КАСКАД. Приведены плотности делений, полученные с их помощью. Сопоставлены расчетные и экспериментальные данные по активации никелевых фольг в реакции  $^{58}\text{Ni}$  (n,p) $^{58}\text{Co}$  для набора детекторов, расположенных на расстоянии от 0 до 190 см над центрами активных зон. Показана хорошая согласованность расчетных и экспериментальных данных. Для ближайшего к источнику и наиболее удаленного от него детекторов приведены спектры быстрых нейтронов. Сделаны выводы об адекватности расчетных моделей и результатов.

## ВВЕДЕНИЕ

Реакторно-лазерный комплекс «Стенд Б» с импульсным апериодическим двухзонным реактором на быстрых нейтронах БАРС-6 в качестве источника нейтронов и гамма-излучения для облучения различного рода экспериментальных образцов и устройств эксплуатируется в ГНЦ РФ-ФЭИ с 1996 г.

На стенде ведутся исследования по ядерной накачке лазеров, проводятся радиационно-химические, медико-биологические и другие исследования, требующие облучения образцов и устройств импульсными потоками нейтронов и гамма-квантов. На нем, в частности, проводились [1] и запланированы в дальнейшем исследования воздействия мощных коротких импульсов нейтронов и гамма-квантов на биологические ткани и лабораторных животных. Эти исследования важны как для задач радиационной безопасности, так и для лучевой терапии онкологических заболеваний.

\*Исследование выполнено по контракту с Министерством образования, культуры и спорта Калужской области № 155 от 18.07.07.

© Ю.А. Кураченко, Е.С. Матусевич, Ю.А. Прохоров, Г.Н. Фокин, П.А. Якубов, 2008

При планировании облучения потоками нейронов и гамма-квантов экспериментальных образцов, расположенных в различных точках реакторного зала, необходима информация о флюенсе нейтронов и дозе гамма-излучения, падающих на образец. Простая обратная квадратичная зависимость потоков нейтронов и гамма-квантов от расстояния в данном случае не имеет места, поскольку

- источник излучения не является точечным (особенно для детектора, расположенного вблизи активных зон);
- реакторный зал имеет конечные размеры, что приводит к эффектам рассеяния от стен, пола и потолка, в том числе с изменением энергии;
- конструкции, расположенные в стендовом зале, в том числе и в непосредственной близости от активных зон, вносят искажения в обратно квадратичную зависимость потоков от расстояния за счет поглощения и рассеяния.

При анализе экспериментов по облучению необходимы также данные об энергетических характеристиках нейтронов и гамма-квантов. Одним из возможных методов получения экспериментальной информации о поглощенных дозах в разных точках реакторного зала является активационный метод. Однако даже при значительном наборе активационных детекторов получение детального энергетического спектра нейтронов с их помощью является проблематичным.

В этой ситуации детальная информация об энергетическом спектре нейтронов и гамма-квантов в месте облучения может быть получена расчетным путем. С этой целью проведены измерения активности детекторов из никеля, размещенных в разных точках реакторного зала, и сравнение экспериментальных данных с расчетом. Кроме того, в некоторых точках приведен расчетный энергетический спектр нейтронов.

### ОПИСАНИЕ РЕАКТОРА БАРС-6

Конструкция реактора «Стенда Б» достаточно подробно описана ранее [2], поэтому здесь дано лишь краткое его описание, позволяющее сопоставить реальную конструкцию с расчетной моделью. Реактор имеет две активные зоны, расположенные на платформе, передвигающейся по рельсам к одному из двух рабочих мест или к биологической защите, куда помещают активные зоны во время подготовки экспериментов (рис. 1). Одна из активных зон может перемещаться относительно другой так, что расстояние между их осями изменяется от 35 до 150 см. Возможность перемещения одной активной зоны относительно другой позволяет в определенных пределах оптимизировать аксиальное распределение потока нейтронов, падающего на облучаемый объект.

Каждая активная зона (см. рис. 2) набрана из кольцевых топливных элементов, изготовленных из уран-молибденового сплава с антикоррозионным покрытием. Обогащение топлива по  $^{235}\text{U}$  90%. Для снижения влияния на реактивность реактора соседствующих с ним предметов активные зоны окружены экраном из аморфного  $^{10}\text{B}$  толщиной 5 мм, заключенного в стальную тонкостенную оболочку.

Основные органы воздействия на реактивность каждой активной зоны расположены осесимметрично. Блок безопасности в форме полого цилиндра и поглощающий элемент регулятора реактивности находятся в центральном канале активной зоны; стоп-стержень, являющийся вторым органом защиты, и стержень тонкой регулировки выполнены в виде кольца и располагаются под активной зоной. Все органы СУЗ выполнены из материала, аналогичного материалу топливных элементов.

Кроме этих органов сбоку от активной зоны расположен так называемый импульсный стержень, который представляет собой медную прямоугольную изогну-

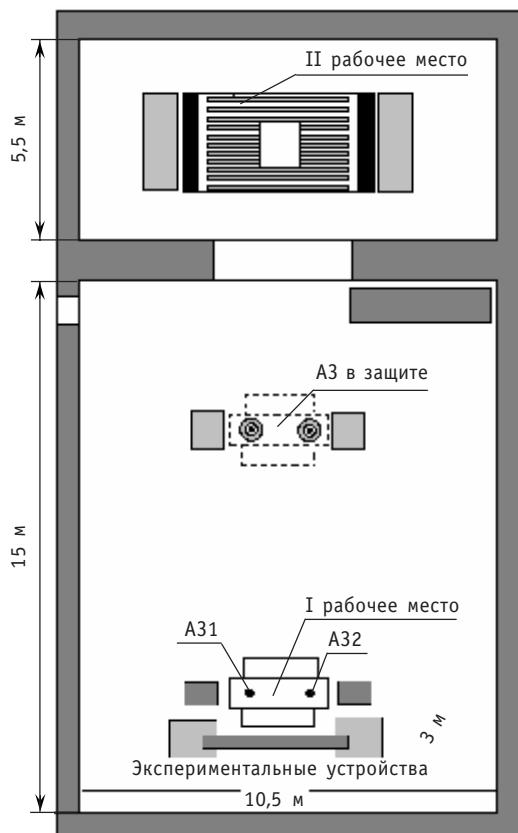


Рис. 1. Расположение оборудования в реакторном зале

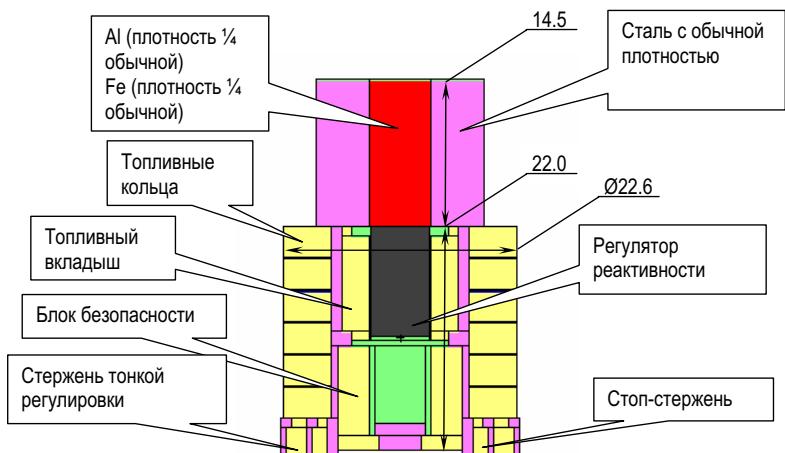


Рис. 2. Схема расчетной модели активной зоны (осевое сечение)

тую пластину размером  $13 \times 9$  см, огибающую часть наружной поверхности активной зоны.

В режиме генерации импульсов мощности число делений в импульсе может варьироваться в зависимости от величины и скорости ввода реактивности на мгновенных нейтронах. При номинальном импульсе  $2 \cdot 10^{17}$  делений в активной зоне на

боковой поверхности ее борного экрана флюенс быстрых нейтронов составляет  $2 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2}$ , доза гамма-излучения 200 Гр.

### ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТА

В измерениях определялась активность  $^{58}\text{Co}$ , образующегося в реакции  $^{58}\text{Ni}(\text{n},\text{p})^{58}\text{Co}$ . Детекторы из никеля (марки НП-2М) размещались на вертикальном стержне, расположенном между активными зонами. Толщина детекторов 1 мм, диаметр от 10 до 50 мм в зависимости от расстояния до источника нейтронов. При обработке результатов измерений вводились поправки на самопоглощение гамма-квантов в детекторе. Измерения выполнены при двух расстояниях между осями активных зон: 50 и 150 см.

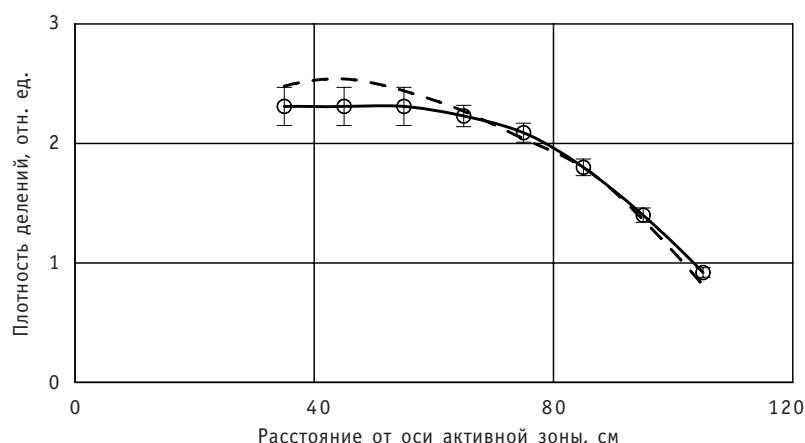


Рис. 3. Распределение плотности делений по радиусу активной зоны

### РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ И ЕЕ ВЕРИФИКАЦИЯ

Для расчета поля излучения реактора применена программа MCNP [3], которая в настоящее время является наиболее широко используемой программой расчета методом Монте-Карло. По своей универсальности и эффективности программа MCNP находится вне конкуренции среди программ расчета переноса излучений методом Монте-Карло. Необходимость применения именно этой программы обусловлена сложностью геометрии расчетной области, в частности, отсутствием осевой симметрии двухзонного реактора.

Для проведения расчетов создана достаточно подробная модель реактора, которая позволяла варьировать расстояния между осями активных зон. При создании расчетной модели активной зоны (АЗ) особое внимание обращено на точную передачу геометрии и габаритов топливных колец, топливного вкладыша и органов СУЗ, которые определяют источник деления в задаче переноса.

Как следует из рис. 2, принятая осесимметричная модель АЗ, что вполне соответствует реальности: топливные кольца, топливный вкладыш и органы СУЗ, которые в основном определяют источник, осесимметричны. Некоторую асимметрию вносит ближайшее окружение АЗ: борный экран, хвостовик стержня регулятора реактивности с пружиной, импульсный стержень. Но эти конструкции имеют пре-небрежимо малую оптическую толщину для быстрых нейтронов и слабо влияют на характеристики поля вдоль вертикального стержня с детекторами, расположенным выше центра, поэтому для анализа данной группы экспериментов они могут не учитываться.

Для осесимметричной геометрии единичной АЗ может быть также применена известная отечественная программа КАСКАД [4], позволяющая решать кинетическое уравнение переноса методом дискретных ординат. С помощью двух программ (MCNP и КАСКАД) для модели АЗ выполнены расчеты, цель которых – получить согласованные результаты, что подтвердило бы адекватность модели, принятой в расчетах по программе MCNP. Получены радиальные распределения плотности делений в АЗ для сечений на различной высоте для единичной активной зоны (по программам MCNP и КАСКАД) и для двухзонного реактора (по программе MCNP) при расстоянии между осями активных зон 35 см.

На рис. 3 приведены расчетные и экспериментальные радиальные распределения плотности делений для сечения активной зоны на высоте середины второго сверху (см. рис. 2) топливного кольца. Из рис. 3 видно хорошее согласие расчета с экспериментом, что подтверждает адекватность принятой расчетной модели.

В целом ситуация в экспериментах на двухзонном реакторе не обладает симметрией, поэтому геометрия эксперимента в расчетах по программе MCNP моделировалась точно.

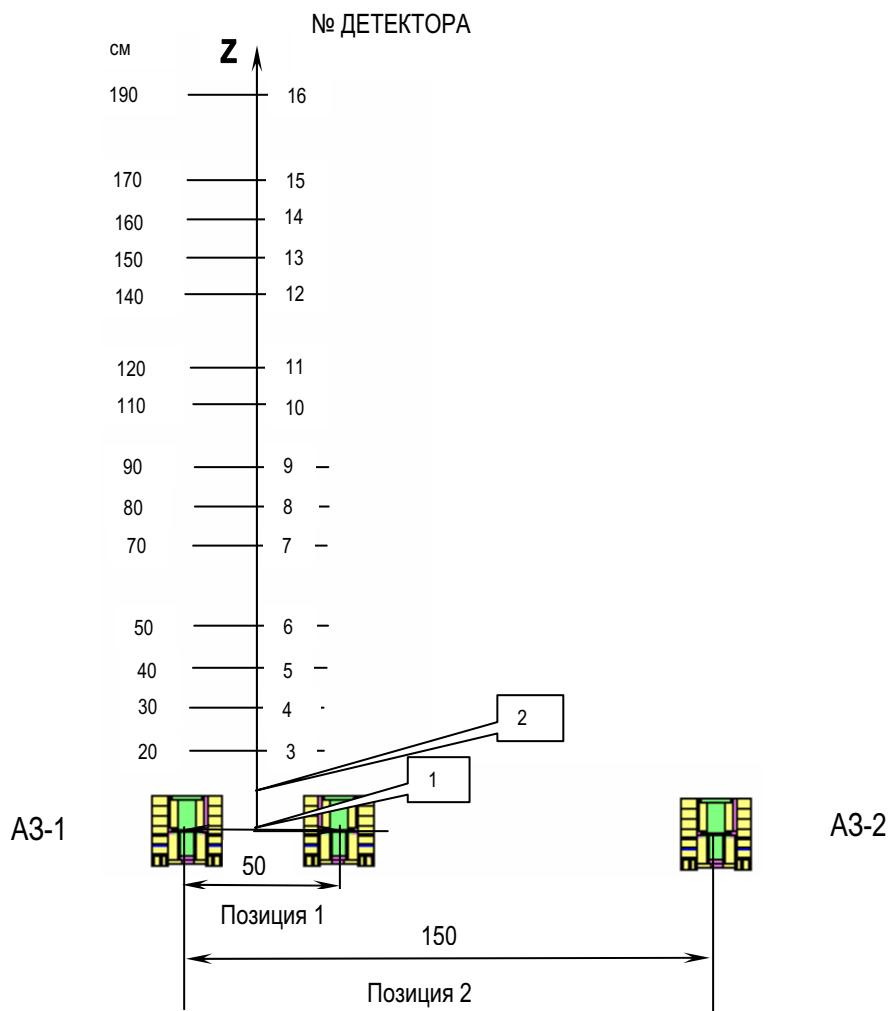


Рис. 4. Расчетная схема положения «детекторов» в сопоставлении с точками измерений в эксперименте: слева – расстояние по высоте от центра АЗ, справа – номер детектора (все расстояния даны в см)

Расчетами установлено, что как альбедо нейтронов от стен, потолка и пола, так и рассеяние от металлоконструкций в зале не вносят значимого вклада в рассматриваемые функционалы потока. Поэтому в данном отношении модель упрощена: расчетная область заключена в параллелепипед со стенами большой толщины, моделирующий реакторный зал. Конструкции, расположенные в зале, не моделировались. Зал заполнен воздухом нормальной плотности. Заметим, что экспериментальная ситуация позволяет принимать эти упрощения – детекторы устанавливались в непосредственной близости к активным зонам, влияние удаленных рассеивателей ничтожно.

На рис. 4 представлена расчетная модель эксперимента. Чтобы не загромождать рисунок, верхние конструкции активной зоны (см. рис. 2) не показаны, но в расчетах они присутствуют.

### ПОДГОТОВКА СЕЧЕНИЙ АКТИВАЦИИ

С целью адекватного моделирования измерений, в расчетах следует получить непосредственно измеряемый функционал, а именно, активацию никелевой фольги. Поскольку для этого требуются точные значения сечений активации в зависимости от энергии нейтронов, проанализированы несколько библиотек данных (ENDF/B-VI, JENDL-3.3, JEFF-3.1 и BROND-2.2, причем их последние клоны). По совокупности преимуществ выбрана библиотека ENDF/B-VI.8. Сечения активации из этой библиотеки заданы в программе MCNP в качестве подынтегральных множителей в свертках

$$I_{act} = \int_0^{20\text{ MeV}} \sigma_{act}(E) \phi(E) dE, \quad (1)$$

которые моделировали активацию детекторов. В (1) сечение активации  $\sigma_{act}$  для энергии  $E$  получено интерполяцией (log-log) библиотечных данных;  $\phi(E)$  – интегральный по угловым переменным флюенс, получаемый в расчете по программе MCNP.

### РЕЗУЛЬТАТЫ

На рис. 5 сопоставлены расчетные данные по числу реакций и данные, полученные обработкой результатов измерений.

Расчетные данные по числу реакций на деление представлены в двух вариантах. Вариант I соответствует следующей процедуре: в детекторах рассчитывается величина группового флюенса:

$$\Phi_i^j = \int_{E^j}^{E^{j+1}} \phi(E) dE, \quad (2)$$

где  $i$  – номер детектора,  $j$  – индекс, соответствующий групповому энергетическому разбиению для представления выходных данных.

Это разбиение варьировалось в расчетах с целью уточнения результатов. Число реакций RR для варианта I данных вычисляется следующим образом:

$$RR_i = \Phi_i \times \frac{I_{act,i}}{\int_0^{20\text{ MeV}} \phi(E) dE} \equiv \Phi_i \cdot \bar{\sigma}_{act}, \quad (3)$$

где  $\Phi_i$  – суммарный по энергетическим группам флюенс,  $\bar{\sigma}_{act}$  – среднее по всему диапазону энергий сечение активации.

Такой подход позволяет увидеть чувствительность результата к групповому представлению выходных данных.

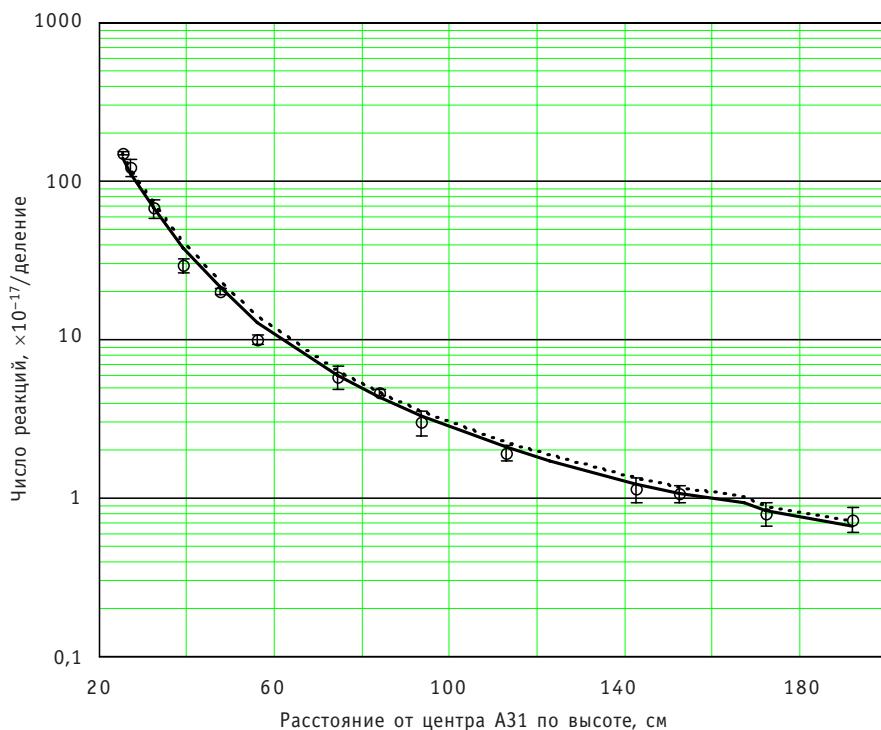


Рис. 5. Зависимость числа реакций от высоты детектора для первой позиции А32: оoo – эксперимент; — – расчет (вариант I); ..... – расчет (вариант II); I – экспериментальная погрешность

Число реакций для варианта II получено непосредственно по программе MCNP: для каждого детектора рассчитываются свертки (1) с применением непрерывной (не групповой!) энергетической переменной.

Данные, представленные на рис. 5, свидетельствуют о согласованности расчета и эксперимента – практически для всех детекторов величины рассчитанных чисел активации лежат в пределах экспериментальных погрешностей.

На рис. 6 представлены спектры в двух детекторах: между активными зонами в середине линии, соединяющей их центры, а также на максимальном удалении от реактора (№ 1 и № 16 на рис. 4). Эти спектры получены непосредственно расчетом по программе MCNP. Для сопоставления на рис. 6 приведен также спектр нейтронов деления. Все спектры нормированы единообразно:

$$\int_{0,464 \text{ keV}}^{18 \text{ MeV}} S_i(E) dE = 1. \quad (4)$$

Представленные данные свидетельствуют о том, что спектры в детекторах достаточно близки к спектру деления. Далее, спектр в детекторе, ближайшем к обеим активным зонам практически совпадает со спектром в самом удаленном от реактора детекторе. Незначительное «смягчение» спектра в детекторах на оси следует объяснить замедлением нейтронов в регуляторе реактивности и верхних конструкциях АЗ (рис. 3).

Из рис. 6 видно, что энергетический спектр нейтронов, вылетающих из АЗ, смягчен по сравнению со спектром нейтронов деления. Спектр нейтронов на расстоянии 190 см от центра АЗ по сравнению со спектром в ближайшей к АЗ точке обогащен нейтронами низкой энергии.

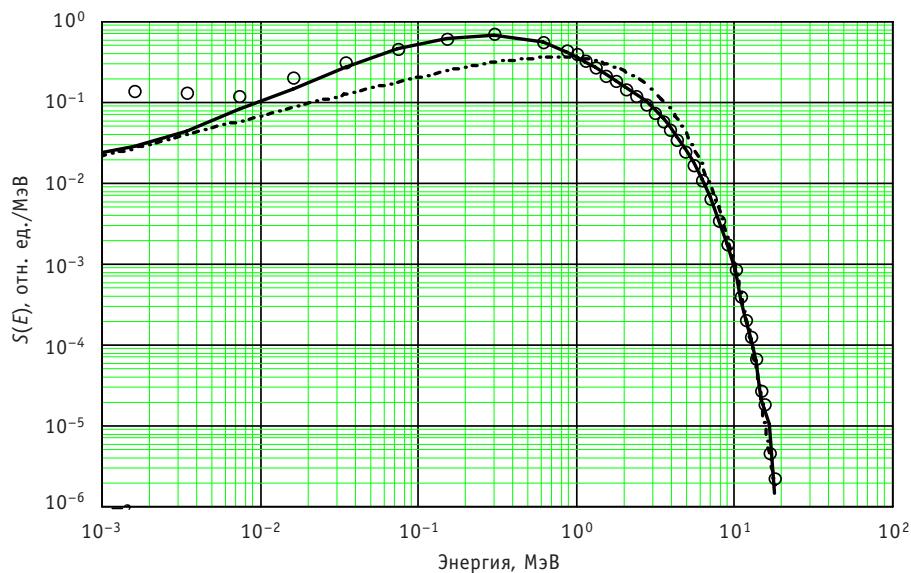


Рис. 6. Энергетический спектр нейтронов для двух положений детекторов: — — детектор между двумя АЗ (№ 1); ооо — наиболее удаленный детектор (№ 16); - · - спектр деления

## ВЫВОДЫ

Полученные результаты позволяют сделать следующие выводы:

- применяемый расчетный аппарат и расчетные модели активных зон в реакторном зале применимы для описания транспорта быстрых нейтронов реактора БАРС-6;
- получены энергетические распределения нейтронов в ближайшей окрестности активной зоны;
- экспериментальные и расчетные величины активации детекторов быстрых нейтронов согласуются удовлетворительно.

В дальнейшем предполагается провести аналогичные исследования для детекторов, располагаемых в точках реакторного зала, удаленных от реактора на различные расстояния.

## Литература

1. Прохоров Ю.А., Кононов В.Н., Кувшинчиков В.И. и др. Исследование биологического действия импульсного нейтронного излучения реактора БАРС-6. Дозиметрия на импульсном реакторе БАРС-6//Атомная энергия. – 1998. – Т. 85. – Вып. 5. – С. 391-393.
2. Дьяченко П.П., Еловский О.А., Прохоров Ю.А., Фокин Г.Н., Якубов П.А., Снопков А.А. Реакторно-лазерный комплекс «Стенд Б»//Атомная энергия. – 2000. – Т. 88. Вып. 5. – С. 337-342.
3. Briesmeister Judith F. MCNP (A General Monte Carlo N-Particle Transport Code) Users Manual, Los Alamos National Laboratory Report, LA-13709-M, Version 4C UC 700, April 10, 2000.
4. Voloschenko A.M., Shwetsov A.V. The KASKAD-1 Two-Dimensional Discrete Ordinates Nodal Transport Code/Proceedings of International Topical Meeting on Advances in Mathematics, Computations and Reactor Physics (Pittsburgh, USA, April 28 – May 2, 1991). – V. 5. – P. 30.34-1.

Поступила в редакцию 27.06.2008

# НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ РЕАКТОРОВ ТИПА CANDU С ПОЗИЦИЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПРИРОДНЫХ РЕСУРСОВ И ПОКАЗАТЕЛЕЙ БЕЗОПАСНОСТИ

**Мин Мин Со, В.И. Наумов**

*Московский инженерно-физический институт (государственный университет),  
г. Москва*



Проведен сравнительный анализ ряда вариантов перспективных топливных циклов тяжеловодных реакторов типа CANDU с позиций эффективности использования ядерного топлива и влияния на параметры безопасности. Рассмотрены варианты, базирующиеся на использовании слабо обогащенного урана, смешанного (МОКС) топлива, совместного открытого топливного цикла на базе слабо обогащенного урана и тория, а также совместного топливного цикла с реактором типа PWR (DUPIC-технология). Анализируются изменения свойств реактора, связанные с заменой тяжеловодного теплоносителя обычной легкой водой и возможность сокращения потребности в природном уране при частичной загрузке реактора торием.

Канальные тяжеловодные реакторы типа CANDU, способные работать на природном уране и наиболее эффективно использовать его природные ресурсы в условиях открытого топливного цикла по сравнению с тепловыми реакторами других типов, могут быть привлекательны для стран, начинающих осваивать ядерную энергетику. Серьезным недостатком тяжеловодных реакторов, работающих на природном уране, является относительно небольшая глубина выгорания (менее 10 МВт·сут/кг), что приводит к большому объему твэльного производства и объему облученного топлива. Вместе с тем, учитывая длительный срок службы реакторов (50–60 лет), возможные изменения на рынке ядерного топлива, прогресс в разработке ядерных реакторов других типов, создание региональных центров по производству и переработке ядерного топлива, не исключена возможность существенного совершенствования топливных циклов CANDU в процессе эксплуатации с целью сохранения их конкурентоспособности. Судя по литературным данным [1–6], ведутся исследования по различным вариантам совершенствования топливных циклов CANDU, от использования слабо обогащенного топлива до перехода на альтернативные варианты, включая использование плутония и переход на торий-

урановый цикл. Одно из направлений исследований связано с возможностью использования реакторов CANDU в совместном топливном цикле с легководными корпусными реакторами PWR путем дожигания в CANDU ядерного топлива, исчерпавшего свой ресурс в условиях PWR. Рассматривается вариант совместного топливного цикла, базирующийся на ограниченной переработке ядерного топлива, выгруженного из реактора PWR, включающей расчехловку облученных твэлов, размалывание таблеток ядерного топлива, отделение газовых фракций, рефабрикацию новых твэлов под стандарт CANDU. Такой совместный топливный цикл, исключающий радиохимическую переработку облученного ядерного топлива и получивший название DUPIC (Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU) [7], обеспечивает возможность получения в условиях мягкого спектра CANDU дополнительной энерговыработки  $\sim 15\text{--}18 \text{ МВт}\cdot\text{сут}/\text{кг}$  топлива и повышенную защищенность ядерных материалов от неконтролируемого распространения.

В связи с потенциальной возможностью использования в CANDU слабо обогащенного топлива, с целью экономии тяжелой воды, рассматриваются варианты замены тяжеловодного теплоносителя легкой водой.

Цель настоящей работы – проведение на единой методической основе сравнительного анализа различных вариантов топливных циклов реакторов типа CANDU с позиций эффективности использования природных ресурсов урана, их относительного влияния на натуральные показатели топливных циклов (энерговыработка, расход ядерного горючего и твэльное производство, разделительная работа) и показатели безопасности (коэффициенты реактивности, доля запаздывающих нейтронов).

В качестве основного инструмента нейтронно-физического расчета использовался программный комплекс GETERA [8], позволяющий производить расчет нуклидного состава при выгорании топлива и коэффициента размножения для ячеек и полиячеек ядерных реакторов различных типов. Методика нейтронно-физического расчета в программном комплексе GETERA основывается на многогрупповой модели с учетом температурной зависимости групповых констант, что дает возможность оценивать коэффициенты реактивности. Теплофизический расчет каналов с некипящим теплоносителем производился по известным методикам [9].

В расчетных исследованиях для определенности выбран вариант реактора CANDU [1] со стандартной конструкцией ТВС, содержащей 37 твэлов из диоксида урана или тория с наружным диаметром 13,08 мм и диаметром топливных таблеток 12,16 мм. Материал оболочек твэлов цирконий; ТВС помещены в технологические каналы из циркония с наружным диаметром 111,84 мм и внутренним диаметром 103,4 мм. Шаг квадратной решетки технологических каналов равен 28,6 см; длина рабочей части технологического канала, соответствующая аксиальному размеру активной зоны, составляет 600 см; длина одной секции ТВС равна 49,5 см. При работе реактора свежие ТВС загружаются с торцов активной зоны, по мере выгорания перемещаются внутри технологических каналов от входа к выходу и выгружаются с противоположного торца при достижении проектной величины выгорания. При этом в соседних каналах ТВС перемещаются в противоположных направлениях, что обеспечивает близкий к однородному состав топлива в активной зоне и симметричное аксиальное распределение плотности потока нейтронов. В данных исследованиях аксиальное распределение плотности нейтронов принято соответствующим функции синуса. В применяемой расчетной модели дискретное перемещение ТВС внутри технологических каналов моделируется непрерывным движением с постоянной скоростью  $v$ , пропорциональной уровню плотности потока нейтронов на радиусе размещения данного технологического

канала. Таким образом, все ТВС за время пребывания в активной зоне (различное для разных каналов) достигают одинакового выгорания. В качестве критерия для определения достижимого выгорания принята величина коэффициента размножения бесконечной размножающей среды  $K_{\infty}$  на среднем нуклидном составе топлива в активной зоне. В данных исследованиях коэффициент размножения принят одинаковым для всех вариантов и равным 1,05. Дополнительным аргументом в пользу такого выбора была полученная расчетная величина выгорания для базового варианта на природном уране, равная 8,2 МВт·сут/кг, которая хорошо коррелирует с известными данными по выгоранию топлива в существующих реакторах CANDU [1,12].

В соответствии с известными проектными данными [1], коэффициент полезного действия ядерно-энергетической установки с реактором CANDU принят равным 30%. Температура теплоносителя на входе в активную зону равна 250°C, подогрев в активной зоне – 56°C.

В табл. 1 приведены результаты расчетов основных показателей топливных циклов, базирующихся на основе слабо обогащенного топлива, а также на различных вариантах смешанного (МОКС) топлива, включая вариант DUPIC. Приведены данные по величине выгорания топлива В, по удельному расходу ядерного топлива (в составе ТВС) на единицу произведенной электроэнергии  $g_x$ , по соответствующему удельному расходу природного урана  $g_c$  и удельному количеству разделительной работы. При расчете расхода природного урана и количества разделительной работы содержание урана-235 в отвале принято равным 0,25% [10]. В вариантах со смешанным топливом изотопный состав плутония принят соответствующим энергетическому плутонию, содержащемуся в отработанном топливе реактора ВВЭР при выгорании 40 МВт·сут/кг [11]. В этих вариантах выделенный радиохимическим способом «энергетический» плутоний смешивается с отальным ураном, содержащим уран-235 в количестве 0,25%. В варианте DUPIC нуклидный состав отработанного в ВВЭР топлива также соответствует выгоранию 40 МВт·сут/кг. Во всех рассмотренных вариантах повторное использование ядерного топлива после этапа облучения в CANDU не предусматривается. Для сравнения приведены

Таблица 1

**Характеристики уран-плутониевого топливного цикла с использованием слабо обогащенного урана и смешанного (МОКС) топлива**

Топливо	Выгорание В [МВт·сут/кг]	Удельный расход топлива, $g_x$ [кг/МВт(эл)·год]		Удельный расход природного урана, $g_c$ [кг/МВт(эл)·год]	Удельное количество разделительной работы [кг ЕРР/МВт(эл)·год]
		UO <sub>2</sub>	PuO <sub>2</sub>		
UO <sub>2</sub> ( $X_5=0,71\%$ )	8,2 / –	144 / –	–	144 / –	0 / –
UO <sub>2</sub> ( $X_5=1,0\%$ )	17,5 / 6,6	67 / 183	–	110 / 298	20,6 / 59,6
UO <sub>2</sub> ( $X_5=1,5\%$ )	30,6 / 19,1	38 / 64	–	105 / 173	39,0 / 65,7
UO <sub>2</sub> ( $X_5=2,0\%$ )	42,1 / 29,4	28 / 41	–	106 / 157	52,3 / 76,6
UO <sub>2</sub> ( $X_5=2,5\%$ )	52,9 / 39,5	22 / 30	–	109 / 151	61,1 / 83,3
UO <sub>2</sub> ( $X_5=3,0\%$ )	63,2 / 48,5	19 / 25	–	111 / 150	70,8 / 93,2
(U+Pu)O <sub>2</sub> (2,0%PuO <sub>2</sub> )	45,5 / 32,8	26 / 36	0,54 / 0,74	–	–
(U+Pu)O <sub>2</sub> (3,0%PuO <sub>2</sub> )	64,8 / 51,8	18 / 23	0,56 / 0,71	–	–
DUPIC-топливо	19,4 / 13,5	61 / 87	–	–	–

варианты, относящиеся к использованию в качестве теплоносителя тяжелой воды (числитель) или легкой воды (знаменатель).

В качестве базового варианта приведены данные для стандартного топливного цикла CANDU на природном уране.

Как следует из приведенных данных, переход в реакторах CANDU на слабо обогащенное топливо позволяет не только увеличить выгорание, но и существенно уменьшить расход природного урана. Значительный эффект в экономии природного урана (~30%) достигается при весьма умеренном увеличении начального обогащения, до 1,0–1,5%. Дальнейшее повышение обогащения, до 2,0–3,0%, не приводит к экономии природного урана, но позволяет значительно увеличить выгорание топлива и сократить объем тзвельного производства. Так, повышение обогащения до 3,0% позволяет увеличить выгорание до 63 МВт·сут/кг и сократить объем производства ТВС почти в 8 раз по сравнению с базовым вариантом. Для сравнения следует отметить, что выгорание ~60 МВт·сут/кг в реакторах типа ВВЭР достижимо только при обогащении топлива ~5,0% и соответствующем увеличении расхода природного урана и количества разделительной работы. Согласно имеющимся данным и простым оценкам, удельный годовой расход природного урана для реакторов ВВЭР, работающих в открытом топливном цикле, составляет 180–200 кг/МВт(эл)·год, что почти вдвое превышает потенциальные показатели CANDU.

Рассмотренные варианты со смешанным топливом на основе «энергетического» плутония или DUPIC-технологии интересны тем, что позволяют полностью исключить потребление природного урана при сохранении преимуществ перед ВВЭР в расходе ТВС.

Замена тяжеловодного теплоносителя легкой водой в сочетании со слабо обогащенным ураном, при достижении существенной экономии в тяжелой воде, естественно, приводит к ухудшению показателей по эффективности использования ядерного топлива и с этой точки зрения может иметь смысл только при использовании топлива с обогащением не менее 2,0–3,0%. В этом диапазоне тяжеловодный реактор с легководным теплоносителем сохраняет преимущество как по объему производства ТВС, так и по расходу природного урана по сравнению с корпусным реактором типа ВВЭР (PWR), незначительно уступая по последнему показателю базовому варианту.

Любые изменения как в составе ядерного топлива, так и в компонентах активной зоны в принципе сказываются на эксплуатационных характеристиках и параметрах, влияющих на безопасность реактора. Для рассмотренных выше вариантов были рассчитаны коэффициенты реактивности по температуре топлива

$\alpha_T = \frac{d\rho}{dT_{\text{топ}}}$ , по температуре теплоносителя  $\alpha_{T/H} = \frac{d\rho}{dT_{T/H}}$  и средние доли запаздывающих нейтронов  $\bar{\beta}$ . Были также рассчитаны коэффициенты реактивности по мощности

$\alpha_W = W \cdot \frac{d\rho}{dW}$  и по расходу теплоносителя  $\alpha_G = G \cdot \frac{d\rho}{dG}$ , демонстрирующие чувствительность реактора к возможным колебаниям мощности и расхода теплоносителя. Расчеты производились прямым методом, путем вариации физического параметра и оценки изменения коэффициента размножения. При расчете коэффициентов реактивности по мощности и по расходу теплоносителя учитывалось совокупное влияние вариации данного параметра на температуру топлива, плотность и температуру теплоносителя. Количественные значения этих коэффициентов нормированы на процент изменения мощности или расхода. Расчеты проведены для вариантов тяжеловодного (числитель) и легководного (знаменатель) теплоносителей. Результаты расчетов представлены в табл. 2.

Таблица 2

**Значения коэффициентов реактивности и выхода запаздывающих нейтронов уран-плутониевых топливных циклов**

Топливо	$\alpha_{TH} [1/\text{°K}] \cdot 10^{-5}$	$\alpha_T [1/\text{°K}] \cdot 10^{-5}$	$\alpha_{\nu} [1\%] \cdot 10^{-5}$	$\alpha_G [1\%] \cdot 10^{-5}$	$\bar{\beta} \cdot 10^{-2}$
UO <sub>2</sub> ( $\chi_5=0,71\%$ )	2,1 / –	-1,2 / –	-7,5 / –	-4,1 / –	0,46 / –
UO <sub>2</sub> ( $\chi_5=1,0\%$ )	2,1 / 21,0	-1,2 / -1,1	-7,5 / -7,3	-4,1 / -40,0	0,45 / 0,49
UO <sub>2</sub> ( $\chi_5=1,5\%$ )	2,2 / 19,0	-1,2 / -1,1	-7,5 / -7,3	-4,0 / -38,0	0,45 / 0,45
UO <sub>2</sub> ( $\chi_5=2,0\%$ )	2,2 / 18,0	-1,2 / -1,1	-7,5 / -7,3	-4,0 / -37,0	0,44 / 0,45
UO <sub>2</sub> ( $\chi_5=2,5\%$ )	2,3 / 17,0	-1,2 / -1,1	-7,5 / -7,3	-3,9 / -36,0	0,44 / 0,45
UO <sub>2</sub> ( $\chi_5=3,0\%$ )	2,3 / 16,0	-1,2 / -1,1	-7,5 / -7,3	-3,9 / -35,0	0,44 / 0,45
(U+Pu)O <sub>2</sub> (2,0%PuO <sub>2</sub> )	1,9 / 14,0	-1,2 / -1,1	-7,5 / -7,3	-4,4 / -33,0	0,35 / 0,35
(U+Pu)O <sub>2</sub> (3,0%PuO <sub>2</sub> )	1,9 / 11,0	-1,2 / -1,1	-7,5 / -7,3	-4,4 / -31,0	0,35 / 0,35
DUPIC-топливо	2,2 / 13,0	-1,2 / -1,1	-7,5 / -7,3	-4,0 / -32,0	0,41 / 0,43

Как и следовало ожидать, коэффициент реактивности по температуре топлива, определяемый в основном эффектом Доплера на резонансных уровнях урана-238, остается практически неизменным для всех рассмотренных вариантов. Коэффициент реактивности по температуре теплоносителя для тяжеловодного варианта является слабо положительным и мало отличается от базового для всех рассмотренных вариантов. Переход на легководный теплоноситель приводит к значительному, почти на порядок, увеличению коэффициента реактивности по сравнению с тяжеловодным вариантом. В коэффициенте реактивности по мощности реактора доминирует составляющая, связанная с эффектом Доплера, что обеспечивает ему благоприятный отрицательный знак. В коэффициенте реактивности по расходу теплоносителя доминирует составляющая, связанная с положительной обратной связью по температуре теплоносителя, что приводит к его неблагоприятному отрицательному знаку: с уменьшением расхода увеличивается температура теплоносителя, что ведет к росту реактивности. Судя по полученным результатам, при замене тяжеловодного теплоносителя на легкую воду следует ожидать значительного повышения чувствительности реактора к колебаниям расхода теплоносителя.

Средняя доля запаздывающих нейтронов в вариантах со слабо обогащенным топливом мало отличается от базового варианта. Значительное отличие доли запаздывающих нейтронов от базового варианта в меньшую сторону имеет место только в вариантах со смешанным топливом.

Интерес к ториево-урановому топливному циклу возник давно и диктуется рядом причин: потенциальное исчерпание ресурсов природного урана, преимущества урана-233 как ядерного топлива перед ураном-235 и плутонием-239 при использовании в реакторах на тепловых нейтронах, нераспространение делящихся материалов. Среди первых претендентов на внедрение тория в ядерные энергетические установки называют реакторы CANDU как наиболее приспособленные к изменению топливного цикла. Возможны различные компромиссные варианты внедрения тория в топливные загрузки ядерных реакторов, простейшим из которых является комбинированный вариант, предполагающий частичную загрузку

реактора ториевыми ТВС без добавления делящихся материалов и совместный топливный цикл на основе слабо обогащенного урана и тория. Такой вариант особенно легко осуществим в канальном реакторе типа CANDU.

В перспективе, при условии практического освоения радиохимической переработки облученного торий-уранового топлива, выделенные из топлива уран-233 и уран-235 могут быть использованы для производства торий-урановых ТВС и позволят получить дополнительную экономию природного урана. Наряду с расходом природного урана, анализируются полный расход обогащенного урана и тория, определяющий объем производства ТВС, объем разделительной работы, необходимый для производства обогащенного урана и наработка урана-233 и урана-235 в облученных ториевых ТВС. Предполагается, что скорости перемещения урановых  $v_{UO_2}$  и ториевых ТВС  $v_{ThO_2}$  могут быть как одинаковыми, так и существенно различными. Фрагмент активной зоны реактора моделировался в виде полиячейки из 4-х каналов, загружаемых урановыми и ториевыми ТВС в пропорции 3:1 и 2:2.

В табл. 3 приведены результаты расчетов глубины выгорания урана (числитель) и тория (знаменатель), удельного расхода природного урана и тория, удельного расхода ядерного топлива (в составе ТВС) и удельного количества разделительной работы для варианта загрузки реактора 3:1 в зависимости от исходного обогащения уранового топлива. Рассматриваются два варианта: когда скорости движения ториевых и урановых ТВС равны между собой (время их пребывания в активной зоне одинаково), и когда скорость ториевых ТВС вдвое меньше скорости урановых ТВС (время пребывания в активной зоне ториевых ТВС вдвое больше, чем время пребывания урановых ТВС). Как видно из приведенных результатов, относительные скорости движения ТВС существенно влияют на основные показатели, характеризующие эффективность использования природных ресурсов. Сравнивая данные табл. 3 и 1, можно видеть, что включение тория в совместный топливный

Таблица 3

**Характеристики совместного открытого торий-уранового топливного цикла при загрузке реактора в пропорции 3:1**

Обогащение урана [%]	$v_{ThO_2} = \frac{v_{UO_2}}{10}$	$v_{ThO_2} = v_{UO_2}$			$v_{ThO_2} = \frac{v_{UO_2}}{2}$		
	0,71	2,0	2,5	3,0	2,0	2,5	3,0
Глубина выгорания урана и тория [МВт·сут/кг]	7,5/79,2	31,5/22,7	41,7/31,9	51,9/41,8	36,0/58,4	44,8/75,2	52,2/90,5
Удельный расход природного урана и тория [кг/МВт(эл)·год]	153,2/3,8	115/10	110/7,5	107/6	103/4,5	100/3,4	105/2,9
Удельный расход топлива U/Th [кг/МВт(эл)·год]	153,2/3,8	30/10	22,5/7,5	18/6	27/4,5	20,6/3,4	17,5/2,9
Удельное количество разделительной работы [кг ЕРР/МВт(эл)·год]	0	56,04	62,46	67,09	50,44	57,19	65,22
Наработка $^{233}\text{U}+^{235}\text{U}$ кг/МВт(эл)·год]	0,057	0,128	0,102	0,085	0,065	0,050	0,043

цикл позволяет при определенных условиях получить дополнительную экономию как в расходе природного урана, так и в затратах разделительной работы. Внедрение в топливную загрузку тория приводит к некоторому уменьшению выгорания урановых ТВС за счет потери нейтронов на захват в тории, но при этом экономия урана реализуется за счет замещения части загрузки реактора ториевыми ТВС и получения дополнительной энерговыработки за счет вклада деления урана-233 и незначительного вклада урана-235, накопленных в ториевых ТВС.

Для сравнения, в первом столбце табл. 3 приведены результаты совместного топливного цикла на основе природного урана при том же соотношении урановых и ториевых ТВС, но при предельно низкой скорости движения ториевых ТВС, равной 1/10 от скорости урановых ТВС. Как видно из таблицы, даже это экстремальное снижение скорости ториевых ТВС в сочетании с природным ураном не приводит к сокращению расхода природных ресурсов ядерного топлива. Положительный эффект возникает только при использовании в совместном топливном цикле слабо обогащенного урана.

В табл. 4 приведены результаты расчетов совокупности параметров реактора, работающего в условиях совместного топливного цикла, при соотношении урановых и ториевых ТВС 2:2. Как видно из результатов, заметный эффект экономии природных ресурсов и топлива рабочего состава наблюдается только при дальнейшем повышении начального обогащения урана до 3,5–4,0%.

Таблица 4

**Характеристики совместного открытого торий-уранового топливного цикла при загрузке реактора в пропорции 2:2**

Обогащение урана [%]	$v_{ThO_2} = v_{UO_2}$			$v_{ThO_2} = \frac{v_{UO_2}}{2}$		
	3,0	3,5	4,0	3,0	3,5	4,0
Глубина выгорания урана и тория [МВт·сут/кг]	32,0/16,7	44,4/27,3	51,9/41,8	39,7/62,2	51,7/71,3	59,0/89,9
Удельный расход природного урана и тория [кг/МВт(эл)·год]	145/24	116/16,5	102/12,5	83/14	87/12	96/5,9
Удельный расход топлива U/Th [кг/МВт(эл)·год]	24/24	16,5/16,5	12,5/12,5	14/14	12/12	11,7/5,9
Удельное количество разделительной работы [кг ЕРР/МВт(эл)·год]	89,5	77,68	71,39	52,18	56,50	66,82
Наработка $^{233}\text{U}+^{235}\text{U}$ [кг/МВт(эл)·год]	0,287	0,179	0,168	0,203	0,153	0,087

В табл. 5 приведены результаты расчетов основных коэффициентов реактивности, определяющих условия внутренней безопасности реакторов. Для рассмотренных вариантов загрузок рассчитаны коэффициенты реактивности по температуре топлива  $\alpha_t$ , по температуре теплоносителя  $\alpha_{t/h}$ , а также средняя доля запаздывающих нейтронов  $\bar{\beta}$ . Как следует из приведенных результатов, основные коэффициенты реактивности незначительно отличаются от данных для базового варианта. Вместе с тем, внедрение тория заметно отражается на средней доле запаздывающих нейтронов. С этой точки зрения совместный топливный цикл имеет определенные преимущества перед чисто ториевым топливным циклом, благодаря значительному вкладу урана-235 в формирование средней доли запаздывающих нейтронов.

Таблица 5

**Значения коэффициентов реактивности  
и выхода запаздывающих нейтронов совместного  
открытого торий-урановых топливных циклов**

Параметр	Загрузка топлива 3:1			Загрузка топлива 2:2		
	Обогащение урана [%]	2,0	2,5	3,0	3,0	3,5
$\alpha_T \cdot 10^{-5} [1/\text{°K}]$	-1,1	-1,1	-1,1	-1,0	-1,0	-1,0
$\alpha_{Th} \cdot 10^{-5} [1/\text{°K}]$	1,8	1,8	1,8	1,7	1,7	1,7
$\bar{\beta} \cdot 10^{-2}$	0,41	0,41	0,41	0,38	0,38	0,38

Приведенные расчетные результаты демонстрируют эффективность использования топливных циклов, базирующихся на слабо обогащенном уране, и на его сочетании с торием, что свидетельствует о значительном потенциале совершенствования топливных циклов CANDU. Показано, что возможны комбинации исходных параметров, позволяющие получить заметное улучшение натуральных показателей совместного открытого топливного цикла по сравнению как с базовым вариантом на природном уране, так и с вариантами, основанными только на слабо обогащенном уране.

Внедрение совместного топливного цикла не приводит к заметному ухудшению показателей безопасности по сравнению с базовым вариантом.

Приведенные данные могут быть использованы для экономического анализа совместных топливных циклов.

## ВЫВОДЫ

1. Проведенные исследования демонстрируют потенциальную возможность значительного (~30%) уменьшения расхода природного урана в реакторах типа CANDU по сравнению с базовым вариантом при использовании слабо обогащенного ядерного топлива в условиях открытого топливного цикла.

2. Использование смешанного (МОКС) топлива на основе «энергетического» плутония либо технологии DUPIC позволяет полностью исключить потребление в реакторах CANDU природного урана.

3. Основные физические параметры, определяющие условия безопасности реакторов, в вариантах со слабо обогащенным топливом незначительно отличаются от параметров базового варианта, что дает возможность совершенствования топливного цикла CANDU без существенных изменений конструкции реактора.

4. Замена тяжеловодного теплоносителя на легкую воду во всех модернизированных вариантах топливных циклов приводит к уменьшению выгорания топлива и усилинию положительной обратной связи по температуре теплоносителя. Целесообразность такого варианта модернизации требует дополнительного изучения.

5. Частичное внедрение тория в топливную загрузку CANDU в условиях открытого топливного цикла позволяет получить экономию в расходе природного урана, сравнимую с вариантами на слабо обогащенном уране, и представляется целесообразным в сочетании с ураном, имеющим обогащение не менее 2,0–3,0%.

## Литература

1. Heavy Water Reactors: Status and Projected Development/Technical Report Series № 407. International Atomic Energy Agency (IAEA). – Vienna, 2002.
2. Бергельсон Б.Р., Герасимов А.С., Тихомиров Г.В. Оптимизация торий-уранового режима в тя-

- желоводных реакторах типа CANDU//Атомная энергия.–2006.–Т. 101.–Вып. 5.–С. 327-336.
3. Бергельсон Б.Р., Герасимов А.С., Тихомиров Г.В., Ли Цзиньхун. Режим самообеспечения топливом (ураном-233) для тяжеловодного энергетического реактора типа CANDU//Атомная энергия.–2004.–Т. 97.–Вып. 5.–С. 330-336.
4. Проценко А.Н. Перспективы использования ториевых топливных циклов в ядерной энергетике//Атомная техника за рубежом.–1978.–№ 1.
5. Boczar P., Xie Zhonsheng. CANDU Fuel-Cycle Vision.–2005.
6. Мин. Мин. Со., Наумов В.И. Сравнительный анализ вариантов перспективных топливных циклов тяжеловодных реакторов типа CANDU//Инженерная физика.–2007.–№ 3.–С. 18-20.
7. Sullivan J.D., Boczar P.G., Cox D.S., Yang M.S., Lee J.S. Benefits of the DUPIC Fuel cycle strategy. In: Future Nuclear Sistems GLOBAL99 Nuclear Technology Bridging the Millennia, Proc. of Intern. Conf.–Wyoming, USA.
8. Belousov N, Bichkov S, Marchuk J. The Code **GETERA** For Cell And Policell Calculations Models And Capabilities/Proceeding of the 1992 Topical Meeting on Advances in Reactor Physics (Charlston, USA, March 8-11, 1992).
9. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам. (Ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). – М.: Энергоатомиздат, 1984.
10. Синев Н.М. Экономика ядерной энергетики. – М.: Энергоатомиздат, 1987.
11. Физика выгорания топлива в ядерных реакторах/Материалы 2-го Всесоюзного семинара по проблеме физики реакторов. – М.: ЦНИИ Атоминформ, 1980.
12. Дементьев Б.А. Ядерные энергетические реакторы. – М.: Энергоатомиздат, 1984.
13. Петруник К. На пути к коммерческому реактору ACR-1000//Атомная техника за рубежом.–2008.–№ 6.

Поступила в редакцию 30.05.2008

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ СРЕДНЕГО ЗАРЯДА В ИОНИЗАЦИОННОЙ КАМЕРЕ

**С.А. Морозов, Д.М. Швецов, П.С. Шутов, С.С. Шутов**

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



В статье описан метод определения среднего заряда, возникающего в ионизационной камере при регистрации одного нейтрона.

Метод состоит из двух этапов. Первый этап заключается в измерении среднего тока камеры и вычислении спектральной плотности мощности его флуктуационной составляющей; второй этап – в измерении амплитудного спектра импульсов в относительных единицах.

Излагается алгоритм обработки экспериментальных результатов с целью вычисления среднего заряда на акт регистрации одного нейтрона. В заключение приводится величина среднего заряда на регистрацию одного нейтрона в ионизационной камере КНТ-25, полученная описываемым методом, –  $(2,02 \pm 0,18) \cdot 10^{-13}$  Кл.

Электрический заряд, который образуется в ионизационной камере при регистрации нейтрона, определяет ее чувствительность при работе в токовом режиме и дискриминационную способность в импульсном. Особенno актуальным знание этой величины оказывается при расчетном определении тока детектора, предназначенного для регистрации нейтронного потока из ядерного реактора. Величина заряда в этом случае является коэффициентом, связывающим расчетную скорость реакций в радиаторе детектора с его средним током.

Обычно величину среднего заряда получают, измеряя средний ток в камере и соответствующую ему скорость счета импульсов. Отношение этих величин равно среднему значению заряда.

Однако шумы регистрирующей аппаратуры и импульсы от альфа-частиц (в случае камер деления) не позволяют непосредственно определить долю интенсивности счета, обусловленную импульсами малой амплитуды от регистрации нейтронов. Для преодоления этой неопределенности проводят измерение дифференциального или интегрального спектра импульсов и затем экстраполируют его к нулевому каналу анализатора или нулевому уровню дискриминации.

В данной статье описан другой, так называемый полустатистический подход, основанный на измерении тока и спектральной плотности шумов тока ионизационного нейтронного детектора. Метод продемонстрирован на примере с урановой камерой деления КНТ-25.

### ОПИСАНИЕ МЕТОДА

Процессы, протекающие в ионизационной камере, чрезвычайно разнообразны – ионизация газа, образование электроотрицательных ионов, рекомбинация, диф-

фузия заряженных частиц. И, если в области насыщения эффекты от рекомбинации и диффузии становятся достаточно малыми, то учет таких параметров как координата, направление трека ионизации относительно силовых линий электрического поля, энергия ионизирующей частицы и других представляет собой сложную задачу, решение которой возможно лишь для частных случаев. Некоторые теоретические выражения и расчеты представлены в [1–3].

Однако для ряда практических случаев нет необходимости в подробном описании процессов в камере. Ее можно рассматривать как устройство, на вход которого поступают частицы, а на выходе возникают электрические сигналы. Динамические свойства ионизационной камеры можно описать с помощью функции отклика  $i(t)$ , которая определяет величину и форму импульса тока при регистрации частицы. Представим ее в виде произведения заряда  $q$ , создаваемого в результате ионизации, и, вообще говоря, случайной функции времени (импульсной переходной функции)  $h(t)$ , которая определяется параметрами камеры и распределением зарядов в треке:

$$i(t) = q h(t). \quad (1)$$

Эти рассуждения справедливы для зарядов обоих знаков, которые являются случайными величинами.

Из очевидного соотношения

$$\int_0^\infty i(t)dt = q \int_0^\infty h(t)dt = q \quad (2)$$

следует условие нормировки для  $h(t)$ :

$$\int_0^\infty h(t)dt = 1. \quad (3)$$

Средний ток в камере определяется средней скоростью регистрации  $n_0$  и средней величиной заряда  $\bar{q}$  и, согласно первой формуле Кэмпбелла [7], записывается в виде

$$\bar{J} = n_0 \bar{q}. \quad (4)$$

Таким образом, принятая в настоящей работе модель шумов тока в ионизационной камере содержит следующие предположения:

- регистрируемые импульсы имеют пуассоновский закон распределения, т.е. вероятность зарегистрировать  $n$  импульсов за интервал  $\tau$  задается законом

$$P_\tau(n) = \frac{(n_0\tau)^n}{n!} e^{-n_0\tau}, \quad (5)$$

где  $n_0$  – среднее число импульсов в единицу времени;

- величина заряда  $q$  в акте регистрации является случайной величиной;
- импульсная переходная функция  $h(t)$  является случайной функцией, подчиняется условию (3) и не зависит от величины заряда.

Согласно формуле Кэмпбелла для второго момента случайного процесса с наложением пуассоновских возмущений [7, 8], корреляционная функция флюктуаций тока камеры имеет вид:

$$R(\tau) = \langle (J(t) - \bar{J})(J(t + \tau) - \bar{J}) \rangle = n_0 \bar{q}^2 \int_0^\infty \bar{h}(t) \bar{h}(t + \tau) dt. \quad (6)$$

Односторонняя спектральная плотность мощности связана с автокорреляционной функцией выражением [5]:

$$S(f) = 2 \cdot \int_0^\infty R(\tau) \cdot e^{-j2\pi f\tau} d\tau. \quad (7)$$

Подставив (6) в (7), получим выражение для спектральной плотности шума (флюктуаций) тока камеры:

$$S(f) = 2\bar{q}^2 n_0 |H|^2 \quad (8)$$

Функция  $H$  является преобразованием Фурье усредненной импульсной переходной функции  $\bar{h}(\tau)$ :

$$H(j2\pi f) = \int_0^\infty \bar{h}(\tau) \cdot e^{-j2\pi f\tau} d\tau. \quad (9)$$

Следует отметить, что функция  $H$  при нулевой частоте равна единице не зависимо от вида импульсной переходной функции при выполнении условия (3). Отсюда следует, что при  $f \rightarrow 0$

$$S(0) = 2n_0 \bar{q}^2 = 2\gamma^2 \bar{q} \bar{J}, \quad (10)$$

где  $\bar{q}$  – полный средний заряд, генерируемый в камере при регистрации нейтрона;  $\bar{J} = n_0 \bar{q}$  – средний ток;  $\gamma^2 = \frac{\bar{q}^2}{\bar{q}^2}$ .

Выражение (10) отличается от «классической» формулы Шоттки для дробового эффекта множителем  $\gamma^2$ , который учитывает случайный характер величины заряда. Из (10) следует, что средний заряд в импульсе равен

$$\bar{q} = \frac{S(0)}{2\gamma^2 \bar{J}}. \quad (11)$$

Значение  $\gamma^2$  можно определить, измеряя амплитудный спектр импульсов камеры при облучении ее источником нейтронов. Для измерения спектра обычно используют многоканальный амплитудный анализатор. Номер канала  $k$ , в котором зарегистрирован импульс, пропорционален величине импульса, т.е. величине заряда  $q$

$$q = Ck, \quad (12)$$

где  $C$  – градуировочный коэффициент.

Если спектр импульсов обозначить через  $N(k)$ , то средняя величина заряда равна

$$\bar{q} = \frac{\sum CkN(k)}{\sum N(k)}. \quad (13)$$

Выражение для среднего квадрата заряда имеет вид:

$$\bar{q}^2 = \frac{\sum C^2 k^2 N(k)}{\sum N(k)}. \quad (14)$$

Суммирование ведется по всем каналам. Из (13) и (14) следует, что

$$\gamma^2 = \frac{\bar{q}^2}{\bar{q}^2} = \frac{\sum k^2 N(k) \sum N(k)}{\left[ \sum k N(k) \right]^2}. \quad (15)$$

Таким образом, процедура определения  $\bar{q}$  складывается из двух этапов: определения характеристик тока – его величины и спектральной плотности мощности его шума, и определения характеристики формы спектра импульсов от регистрируемых нейтронов  $\gamma^2$ .

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК ТОКА

Измерения спектральной плотности и величины тока камеры КНТ-25 производились на критическом стенде ФС-1М. Критический стенд использовался как ис-

точник нейтронов. Однако необходимо учитывать, что процесс регистрации нейтронного потока из реактора не является пуассоновским. Согласно модели Кона [6], спектральная плотность мощности тока ионизационной камеры, облучаемой нейтронами реактора, складывается из двух составляющих – «белого» шума регистрации и шума непосредственно реактора. С учетом выражения (11) формула Кона может быть записана следующим образом:

$$S(f) = 2\gamma^2 \bar{q} \cdot \bar{J} + 2\bar{q} \cdot \bar{J} \frac{\sqrt{v(v-1)}}{v^2} \cdot \frac{\epsilon}{\beta^2} \cdot \frac{\lambda_{\max}}{2\pi} \quad (f \ll \frac{\alpha_0}{2\pi}), \quad (16)$$

где  $\lambda_{\max}$  – максимальная константа распада запаздывающих нейтронов,  $\alpha_0$  – постоянная спада мгновенных нейтронов,  $\frac{\sqrt{v(v-1)}}{v^2} = 0.795$  – параметр Дайвона;  $\beta$  – эффективная доля запаздывающих нейтронов;  $\epsilon$  – эффективность детектора, которую в данной задаче можно определить как величину, пропорциональную отношению тока камеры  $\bar{J}$  к мощности реактора  $F$ , т.е.  $\epsilon \sim \bar{J}/F$ . Тогда уравнение (16) можно переписать в виде

$$\frac{S}{\bar{J}} = 2\gamma^2 \bar{q} + A \cdot \frac{\bar{J}}{F}. \quad (17)$$

Уравнение (17) имеет 2 неизвестные – средний заряд и константу  $A$ . Остальные величины являются измеряемыми, причем мощность  $F$  может быть выражена в любых абсолютных либо относительных единицах. Таким образом, если провести измерения при двух положениях камеры с различными значениями эффективности, можно определить

$$\bar{q}\gamma^2 = \frac{1}{2} \frac{\frac{S_2 \bar{J}_1}{\bar{J}} - \frac{S_1 \bar{J}_2}{\bar{J}}}{\frac{F_1 \bar{J}_2}{\bar{J}} - \frac{F_2 \bar{J}_1}{\bar{J}}}, \quad (18)$$

$\bar{J}$ ,  $S$ ,  $F$  – средние токи, спектральные плотности в области низких частот ( $f \ll \alpha_0/2\pi$ ) и уровни мощности реактора при двух положениях детектора (1 и 2).

Из измеряемых величин тока и спектральной плотности необходимо вычесть вклад, вносимый альфа-частицами. Значения уровней мощности играют роль весовых множителей. Результаты экспериментов приведены в табл. 1 (эксперимент 3 заключался в измерении характеристик фонового  $\alpha$ -тока).

Таблица 1  
Результаты экспериментов

	Мощность реактора, Вт	Ток камеры, А	Спектральная плотность мощности тока камеры, А <sup>2</sup> /Гц
Эксперимент № 1 (камера в центральной полости реактора)	0,03	$6,2 \cdot 10^{-8}$	$1,26 \cdot 10^{-19}$
Эксперимент № 2 (камера над торцевой поверхностью реактора)	1,7	$1,41 \cdot 10^{-7}$	$7,53 \cdot 10^{-20}$
Эксперимент № 3	0	$1,01 \cdot 10^{-8}$	$2,90 \cdot 10^{-22}$

Величина произведения  $\bar{q}\gamma^2$ , вычисленная по формуле (18), получилась равной  $2,45 \cdot 10^{-13}$  Кл. Аналогичное произведение для  $\alpha$ -частицы равно  $1,44 \cdot 10^{-14}$  Кл.

Разумеется, процедура обработки значительно упростится, если имеется возможность работать с пуассоновским источником достаточно высокой интенсивности. При использовании критической сборки можно практически исключить «реакторный» компонент шумов, если уменьшить эффективность детектора, удалив его от реактора на достаточно большое расстояние.

### ИЗМЕРЕНИЕ $\gamma^2$ И ОЦЕНКА ВЕЛИЧИНЫ ЗАРЯДА

Оценка отношения  $\gamma^2 = \frac{\bar{q}^2}{\bar{q}^2}$  производилась на основе измерения спектра импульсов с помощью амплитудного анализатора при облучении камеры нейtronами от источника.

Число каналов анализатора составляло 1000. Измерения были повторены без источника, чтобы учесть вклад импульсов фона от альфа-частиц, а также собственные шумы аппаратуры. Вычисление  $\gamma^2$  выполнялось по выражению (15), после вычитания «фонового» спектра.

Статистическая погрешность разностной величины  $N(100)$  (число импульсов в сотом канале после вычитания фона) составляет около 20%; данная погрешность резко возрастает по мере уменьшения номера канала (для  $N(80)$  – 50%, для  $N(50)$  – более 100%).

Поэтому спектр в области от 1 до 100 канала определялся путем экстраполяции спектра диапазона 101–150 каналов. Для экстраполяции были использованы простейшие линейная и квадратичная формы сглаживания величин  $N(k)$  и  $\ln N(k)$ ; результаты, противоречащие физическому смыслу, отбрасывались.

Окончательные результаты приведены в табл. 2.

Таблица 2

#### Результаты определения средней величины заряда в импульсе

№	Функция сглаживания	$\gamma^2$	$\bar{q}$ , Кл
1	$M(k) = ak$	1.21	$2.02 \cdot 10^{-13}$
2	$\ln M(k) = ak + b$	1.25	$1.96 \cdot 10^{-13}$
3	$\ln M(k) = ak^2 + bk + c$	1.20	$2.04 \cdot 10^{-13}$

Статистическая погрешность произведения  $\bar{q}\gamma^2$  с учетом величин, входящих в (18), равна 8,7%; статистическая погрешность  $\gamma^2$  равна 1,2%. Таким образом, случайная компонента в погрешности окончательной величины  $\bar{q}$  составляет 8,8%. Кроме того, существует также методическая погрешность, связанная со способом экстраполяции, оценить которую достаточно сложно. Повышение степени полинома в функции сглаживания либо приводит к абсурдным результатам для первых каналов, либо фактически не изменяет величины  $\gamma^2$ . Можно принять, что истинное значение  $\gamma^2$  лежит в пределах  $1,20 \div 1,25$ , т.е. неопределенность составляет 4,2%. Принимая эту величину за меру погрешности в предположении нормального закона распределения, получим оценку результирующей погрешности  $\bar{q}$  порядка 10%.

## ВЫВОДЫ

Данную работу можно рассматривать как новую методику определения среднего заряда в ионизационных камерах, альтернативную импульсно-токовой методике.

По результатам настоящей работы величину среднего заряда в камере КНТ-25 можно принять равной

$$\bar{q} = (2.0 \pm 0.2) \cdot 10^{-13} \text{Кл.}$$

Согласно данным разработчика камеры, полученным по традиционной импульсно-токовой методике, величина  $\bar{q}$  составляет

$$\bar{q} = (2.5 \pm 0.25) \cdot 10^{-13} \text{Кл.}$$

Возможно в этой методике экстраполяция спектра в область малых амплитуд импульсов приводит к занижению их числа, что в конечном счете дает завышенное значение заряда по импульсной методике. В то же время в предлагаемой методике погрешности экстраполяции имеют меньшее значение. В самом деле, различные функции сглаживания практически не влияют на величину  $\gamma^2$ , статистическая погрешность этой величины невелика (около 1%), а вклад импульсов с малыми амплитудами в  $\gamma^2$  невелик.

В техническом исполнении полустатистическая методика, несомненно, проще импульсной. К тому же она не имеет ограничений по величине измеряемого ионизационного заряда в детекторе. Особенно это касается области малых зарядов, например, в токовых камерах с борным или гелиевым радиаторами. Реализация импульсной методики применительно к этим камерам представляется затруднительной из-за возрастающих погрешностей в оценке истинной скорости счета в камере. Полустатистическая методика даже в этом случае позволит измерить среднюю величину заряда с точностью до коэффициента  $\gamma^2$ , расчетная величина которого для многих видов амплитудных распределений импульсов отличается от единицы не более чем на (10÷15)%.

## Литература

1. Абрамов А.И., Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Основы экспериментальных методов ядерной физики. – М.: Атомиздат, 1977.
2. Калашникова В.И., Козодаев М.С. Детекторы элементарных частиц. – М.: Наука, 1966.
3. Малышев Е.К., Засадыч Ю.Б., Стабровский С.А. Газоразрядные детекторы для контроля ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1991.
4. Даниленко В.П., Морозов С.А., Ковтун С.Н. и др. Исследование динамических характеристик ионизационных камер/Препринт ГНЦ РФ-ФЭИ № 2604. – Обнинск, 1997.
5. Бендан Дж., Пирсол Н. Измерение и анализ случайных процессов. – М.: Мир, 1974 г.
6. Кипин Дж.Р. Физические основы кинетики ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1967.
7. Тихонов В.И. Статистическая радиотехника. – М.: Советское радио, 1966.
8. Мак-Доналд Д. Введение в физику шумов и флуктуаций. – М.: Мир, 1964.

Поступила в редакцию 5.02.2008

# ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОЦЕССОВ ТЕПЛООБМЕНА И ПРОФИЛЕЙ ТЕМПЕРАТУР ПОТОКА ТЯЖЕЛОГО ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

**А.В.Безносов, О.О.Новожилова, С.Ю.Савинов**

*Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева,  
г. Нижний Новгород*



Представлены результаты экспериментальных исследований теплообмена к свинцовому теплоносителю в кольцевом зазоре в циркуляционном контуре при контролируемых и управляемых процессах массообмена и массопереноса примеси кислорода. Исследования проведены в неизотермическом контуре (в данной статье представлены результаты экспериментов, полученных на теплоподводящем экспериментальном участке, имитирующем условия теплообмена от твэла в активной зоне) с циркуляцией свинцового теплоносителя при температуре 450–550°C, средней скорости теплоносителя 0,1–1,5 м/с, числе Пекле 500–6000 и среднем тепловом потоке 50–160 кВт/м<sup>2</sup>. Содержание кислорода в различных точках контура поддерживалось в диапазоне термодинамической активности кислорода 10<sup>-5</sup>–10<sup>0</sup>. Процессы в неизотермическом жидкотекущем контуре с нагревательным экспериментальным участком моделируют зависимость характеристик теплообмена в контуре от характеристик массопереноса примесей.

## ВВЕДЕНИЕ

Жидкие металлы являются привлекательными высокотемпературными теплоносителями для ядерной энергетики в связи с их физическими характеристиками: низкие давления, высокие коэффициенты теплообмена, а, следовательно, небольшие разности температуры между поверхностью твэла и теплоносителем при высоких плотностях теплового потока. Современная экспериментальная и вычислительная техника, новые подходы к решению задач теплообмена, накопленный опыт эксплуатации жидкотекущих систем делают возможным исследования влияния эксплуатационного содержания примесей, проведения технологических процессов очистки контура, аварийных процессов поступления примесей одновременно как на характеристики теплообмена в «горячих», так и в «холодных» зонах контура. При этом обязательным условием получения качественных результатов применительно к реальным условиям эксплуатации жидкотекущих систем являются исследования таких взаимосвязанных процессов как массообмен

---

© А.В.Безносов, О.О.Новожилова, С.Ю.Савинов, 2008

и массоперенос примесей, транспортируемых потоком теплоносителя, теплообмен между поверхностями и ядром потока одновременно и в неизотермическом контуре.

### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ УСТАНОВКА

В Нижегородском государственном техническом университете им Р.Е. Алексеева (НГТУ) создан экспериментальный стенд и проведены исследования характеристик теплообмена и профилей температур в потоке жидкокометаллического теплоносителя при контроле и регулировании содержания примеси кислорода в теплоносителе. Ранее в НГТУ проводились исследования характеристик теплообмена в свинцовом и свинец-висмутовом теплоносителях раздельно для условий нагрева и охлаждения теплоносителя [1, 2]. Настоящие испытания [3] отличаются от предыдущих тем, что при контролируемом и управляемом изменении состояния и состава примесей в теплоносителе и в контуре измерения характеристики теплообмена в участках нагрева и охлаждения производились одновременно.

Экспериментальный стенд (рис. 1) представляет собой свинцовый и свинец-висмутовый контура с центробежными насосами. Циркуляционные контуры свинцового и свинец-висмутового теплоносителей объединялись «холодным» экспериментальным участком. Такое техническое решение позволило провести исследования локальных характеристик теплообмена при существенно более низких давлениях в стенде, чем при использовании воды в контуре охлаждения.

Оба контура были снабжены системой дозированного ввода газообразного кислорода, магнитными расходомерами с емкостями их тарировки, устройствами измерения электрических характеристик защитных покрытий и отложений примесей, датчиками контроля термодинамической активности кислорода в ТЖМТ на основе твердого гальванического концентрационного элемента поставки ГНЦ РФ-ФЭИ. В свинец-висмутовом контуре был установлен один датчик активности кислорода; в свинцовом контуре – два датчика активности кислорода: в емкости измерения удельного электросопротивления оксидных покрытий и на выходе из экспериментального участка. Оборудование и трубопроводы, контактирующие со свинцовым теплоносителем, выполнены из стали 08Х18Н10Т, имеют электрообогрев и теплоизоляцию.

Нагревательный экспериментальный участок (рис. 2) выполнен в виде вертикальных коаксиально расположенных труб ( $d_2/d_1=4.2$ ). Внешняя труба Ø45×2,5 мм изготовлена из аустенитной стали 12Х18Н10Т длиной 1570 мм. Внутренняя труба представляет собой специально созданный в НГТУ трубчатый электронагреватель со штатной оболочкой твэла проектируемой реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 из ферритно-мартенситной стали 16Х12МВСФБАР-Ш диаметром Ø9×0,25, длиной 2100 и активной частью 1600 мм. На высоте 1250 мм от входа в нагревательный экспериментальный участок в кольцевом зазоре установлен термозонд для измерения профиля температуры потока свинцового теплоносителя.

Для измерения температур наружной и внутренней поверхностей экспериментального участка были выполнены сечения по высоте, в которых устанавливались хромель-алюмелевые микротермопары в капилляре из аустенитной стали с индивидуальной градуировочной характеристикой (погрешность градуировки  $\pm 0,2^\circ\text{C}$ ).

Подвод тепла к поверхности внешней трубы экспериментального участка осуществляется с помощью многосекционных электронагревателей, выполненных из никромовой проволоки диаметром 1,0 и 1,6 мм, помещенной в керамические бусы. Основная секция электронагревателя плотно навивается на наружные поверхности труб в два слоя. Компенсирующая секция навивается поверх первой и служит

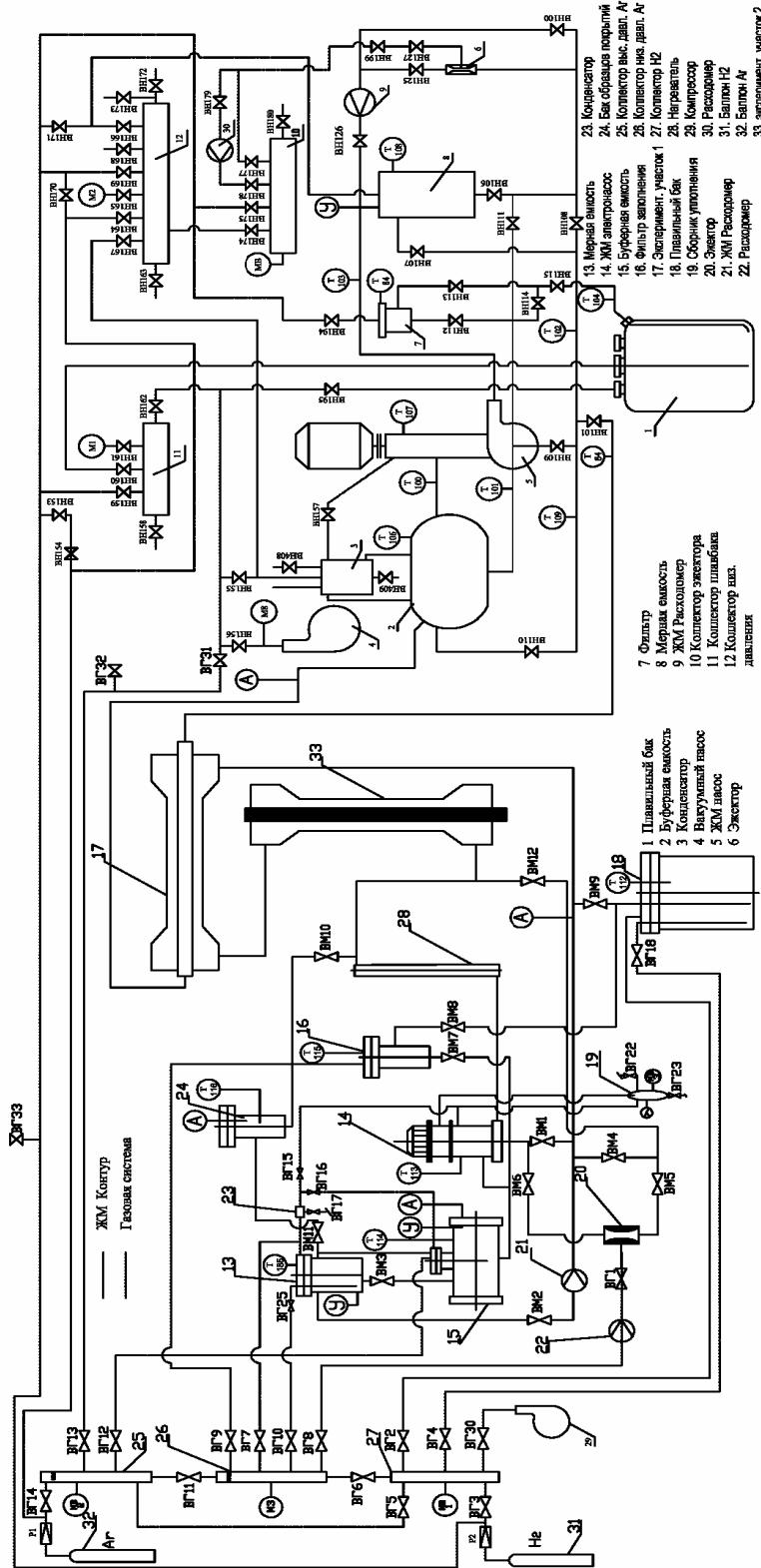


Рис. 1. Схема объединенного экспериментального стенда

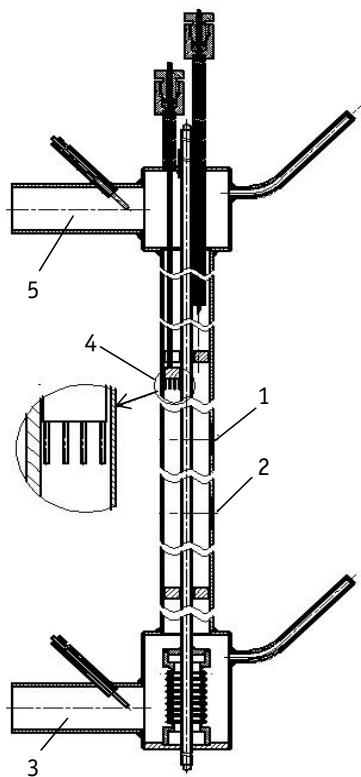


Рис.2. Экспериментальный участок с электронагревателем и оболочкой твэла: 1, 2 – верхнее и нижнее сечение соответственно;  
3, 5 – патрубок подвода и отвода свинцового теплоносителя;  
4 – термозонд

ление зависимости  $Nu=f(Re)$  и контактного термического сопротивления на теплоподводящих и теплоотводящих поверхностях теплообмена при значениях термодинамически активного кислорода в свинце от  $10^{-5}...10^{-4}$  до  $10^0$ , а также при формировании слоя отложений примесей на поверхностях теплоотводящего экспериментального участка;

- построение графических и аналитических зависимостей  $Nu=f(Re)$  и  $Nu=f(\text{время})$  при различном содержании примеси кислорода в теплоносителе и в контуре для условий, подводящих и отводящих тепло участков;
- ревизия состояния стенда и экспериментальных участков.

На протяжении всех этапов эксперимента стенд находился в неизотермическом режиме.

В процессе серии исследований определялись зависимости характеристик теплообмена на участках подвода и отвода тепла в следующих повторяющихся режимах:

- с раскилением свинцового теплоносителя за счет подачи «сухого» водорода и с последующей выдержкой в системе газа избыточного давления аргона;
- с окислением свинцового теплоносителя за счет периодической подачи газообразного кислорода с последующей выдержкой в системе газа избыточного давления аргона;

для компенсации тепловых потерь. Для компенсации тепловых потерь от концевых участков труб служат автономно управляемые секции. Уровень мощности компенсирующих электронагревателей регулируется в зависимости от теплопотерь, определяемых по разности температур, измеряемых микротермопарами, расположеными между слоями основного и компенсирующих электронагревателей. Данные с первичных приборов, установленных на экспериментальных участках, а также с датчиков активности кислорода и магнитных расходомеров обрабатываются компьютеризированной системой. Программное обеспечение позволяет: получать и обрабатывать данные с разрешением по времени до 0,3 с, рассчитывать теплофизические константы материалов и производить расчет чисел  $Nu$  и  $Re$ , отображать в реальном времени измеряемые параметры и результаты расчета, сохранять данные.

## МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ

Программа испытаний включала в себя следующие этапы:

- отработка методики контроля и управления содержанием кислорода в теплоносителе и формирования отложений примеси оксидов свинца на стенках контура и теплоотводящего экспериментального участка;

• экспериментальное одновременное определение зависимости  $Nu=f(Re)$

и контактного термического сопротивления на теплоподводящих и теплоотводящих

поверхностях теплообмена при значениях термодинамически активного кислорода в свинце от  $10^{-5}...10^{-4}$  до  $10^0$ , а также при

формировании слоя отложений примесей на поверхностях теплоотводящего экспериментального участка;

• построение графических и аналитических зависимостей  $Nu=f(Re)$  и  $Nu=f(\text{время})$

при различном содержании примеси кислорода в теплоносителе и в контуре для

условий, подводящих и отводящих тепло участков;

• ревизия состояния стенда и экспериментальных участков.

На протяжении всех этапов эксперимента стенд находился в неизотермическом режиме.

В процессе серии исследований определялись зависимости характеристик теплообмена на участках подвода и отвода тепла в следующих повторяющихся режимах:

- с раскилением свинцового теплоносителя за счет подачи «сухого» водорода и с последующей выдержкой в системе газа избыточного давления аргона;
- с окислением свинцового теплоносителя за счет периодической подачи газообразного кислорода с последующей выдержкой в системе газа избыточного давления аргона;

- саморегулирование контура в атмосфере инертного газа;
- очистка двухфазными смесями теплоноситель-газ (водород, аргон, гелий).

## РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Основные подэтапы проведенных серий экспериментальных исследований и временная зависимость термодинамической активности кислорода в свинце представлены на рис. 3. На протяжении всех этапов эксперимента стенд находился в неизотермическом режиме. ЭУ – охладитель (поз. 17 рис. 1) являлся холодным участком, а ЭУ – нагреватель (поз. 33 рис. 1) являлся горячим участком неизотермического стенда.

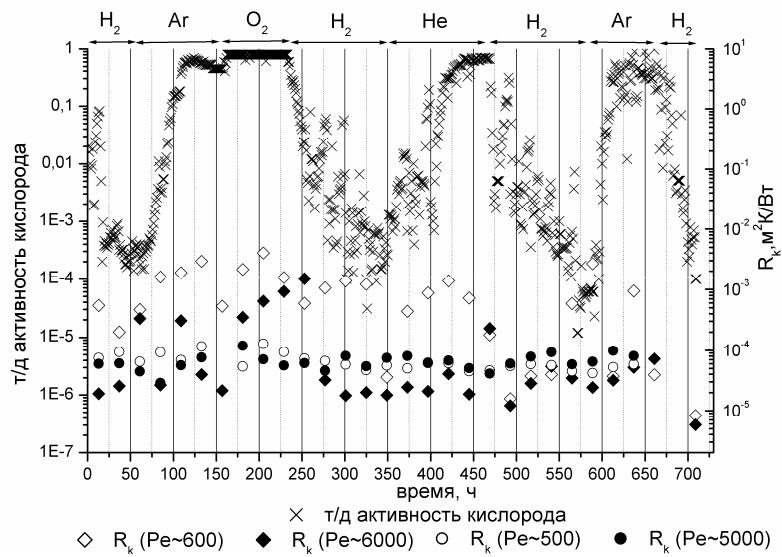


Рис. 3. Сводный график испытаний

В процессе исследований характеристик теплообмена на неизотермическом стенде было установлено, что присутствует существенная разница во влиянии содержания примеси кислорода в свинце на характеристики теплообмена на «горячих» и «холодных» поверхностях.

Анализ показывает, что введение кислорода в контур последовательно ухудшало характеристики теплообмена на охлаждаемых поверхностях теплоотводящего экспериментального участка, имитирующего условия теплообмена в парогенераторе, в то время как практически не оказывало влияния на теплообмен в «горячем» экспериментальном участке – имитаторе условий активной зоны. При вводе кислорода в контур на нагревательном участке характеристики теплообмена были близки к теоретическим расчетным данным для чистых жидких металлов и условий смачивания поверхности теплоносителем. На участке отвода тепла зафиксированы значительно худшие характеристики теплообмена. При вводе кислорода и постоянном охлаждении свинца в теплоотводящем участке в пристенной области холодной стенки, начиная с определенного содержания кислорода в теплоносителе, образуются отложения, определяемые по ухудшению характеристик теплообмена [4].

Так, для «горячей» поверхности данные зависимости можно представить следующим образом:  $Nu=7+0,018Pe^{0,8}$ , ( $500 < Pe < 5000$ ) для режимов с введением значительного количества кислорода и в диапазоне высокой термодинамической активности кислорода ( $10^{-1} \dots 10^0$ ) и термодинамической активности кислорода

( $10^{-4}...10^{-1}$ ). В диапазоне термодинамической активности кислорода ( $10^{-4}...10^{-5}$ ) параметры теплообмена можно представить зависимостью  $Nu=5,6+0,018Pe^{0,8}$ , ( $500 < Pe < 5000$ ).

На теплоотводящем экспериментальном участке были получены следующие значения: характеристики теплообмена с введением значительного количества кислорода и образованием отложений оксидов свинца стремятся к асимптоте, описываемой зависимостью  $Nu=2$  при  $600 < Pe < 6000$ . В диапазоне термодинамической активности кислорода ( $10^{-4}...10^{-1}$ ) характеристики теплообмена можно представить следующей зависимостью  $Nu=2+0,015Pe^{0,8}$  ( $600 < Pe < 6000$ ) и в диапазоне ( $10^{-4}...10^{-5}$ ) –  $Nu=2+0,012Pe^{0,8}$ .

По результатам исследования профилей температур в потоке свинца в каналах неизотермического контура с регулированием и контролем содержания примесей было установлено что вблизи «горячей» стенки профиль температур в размерных и безразмерных координатах – линейный. На рис. 4 представлены размерные зависимости температуры от координаты в сечении потока теплоносителя при варьируемых значениях числа Пекле и теплового потока и различном содержании примеси кислорода в теплоносителе.

При оформлении графиков размерных профилей температур за контактный перепад температур ( $\Delta T_k$ ) принята разница между расчетной температурой поверхности стенки (по термопаре заделанной в стенку,  $T_2$ ) и температурой потока, определяемой по крайней термопаре термозонда ( $T_{17}$ , расстояние до стенки 1 мм). По мнению авторов, при соотношении  $d_2/d_1 = 4,2$  тепловой пограничный слой охватывает большую часть зазора (~ 10 мм) и микротермопара термозонда диаметром спая 1 мм, находившаяся на расстоянии от стенки 1 мм с погрешностью установки 0,1 мм показывает (что и продемонстрировали испытания) более «горячую» температуру теплоносителя, т.е. не «теплоизолирована» от потока отложениями [5].

Результаты экспериментов (рис. 5) А.В. Семенова [6] по теплоотводу в кольцевом зазоре от электрообогреваемой трубы из стали 10Х9НСМФБ ( $d_2/d_1 = 1,5$ ), проведенные ранее, показывают аналогичные результаты.

Разница («скакочек») температуры в пристенной области между рассчитанной температурой стенки и измеренной в потоке ТЖМТ температурой на расстоянии 1 мм от стенки составляло 3 и 4°C при наличии в газовой системе аргона и водорода, и 8°C при вводе кислорода при  $Pe = 600-750$ . При  $Pe = 4525-4575$  эта разница составила 11°C при аргоне в системе газа и 6°C – при водороде соответственно. При вводе кислорода в контур (в систему газа, заполненную аргоном) эта величина составила 8°C. При этом в диапазоне чисел  $Pe$  590 – 4750, не зависимо от величины Пекле суммарный перепад температур между рассчитанной температурой стенки и измеренной температурой в потоке ТЖМТ вблизи другой стенки, во всех случаях (см. рис. 4–6) составил около 10°C. Большой величине скачка температуры в пристенной «горячей» области соответствует меньший перепад температур в поперечном сечении потока и, наоборот, меньшей величине «скакочка» температуры вблизи «горячей» стенки – больший перепад температур в поперечном сечении потока. Оказалось (что не очень понятно), что разность температур между рассчитанной температурой «горячей» стенки в зазоре и температурой в потоке вблизи «холодной» стенки не зависит не только от величины числа Пекле, но и от содержания примеси кислорода в ТЖМТ и от величины теплового потока в диапазоне 65–123 кВт/м<sup>2</sup>. При больших скачках температур в пристенной «горячей» области профиль в потоке уплощается. При увеличении числа Пекле профиль температуры в потоке уплощается больше, что свидетельствует о возрастающем зна-

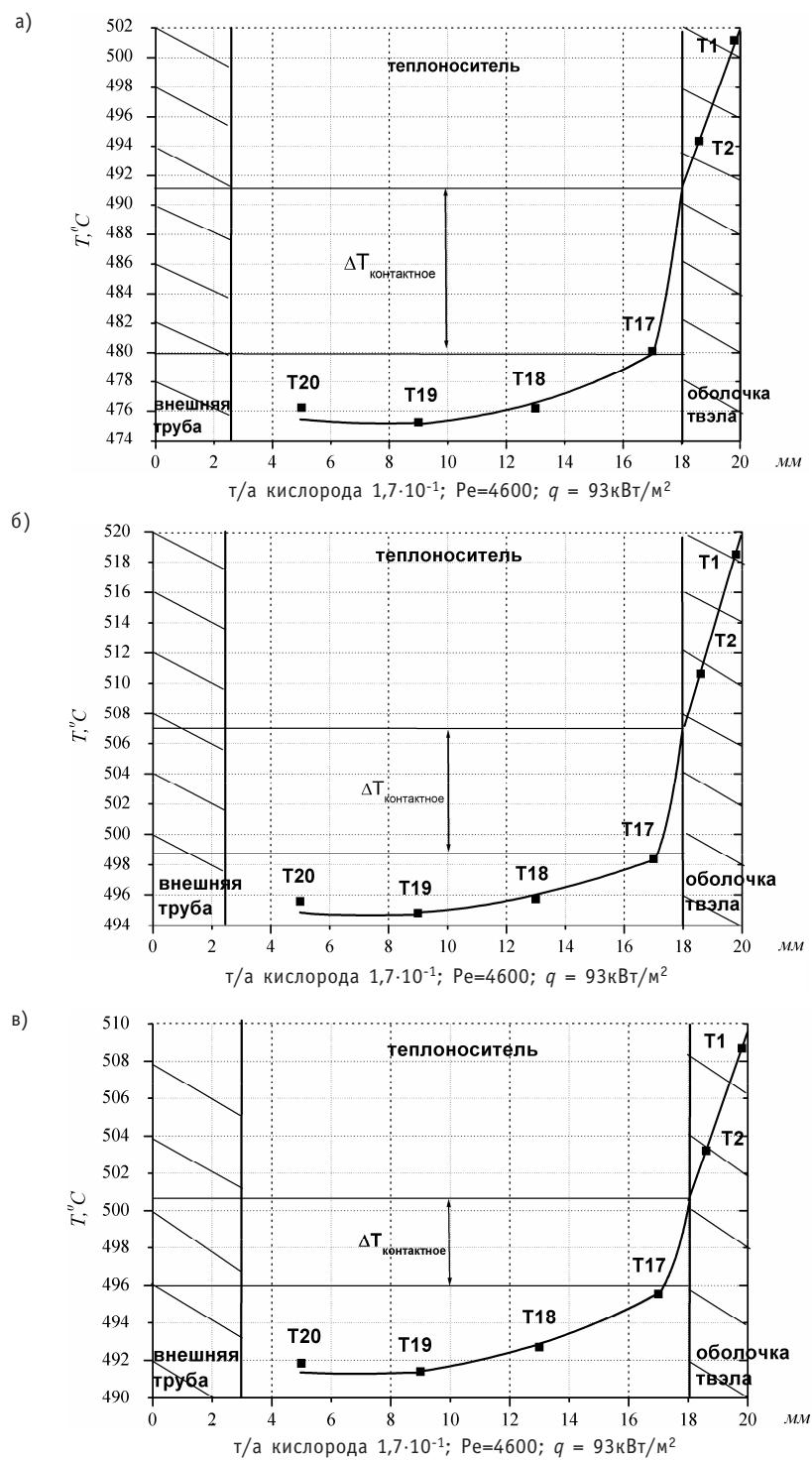


Рис. 4. Локальный профиль температур в кольцевом зазоре от электрообогреваемой трубы из стали 16Х12МВСФБАР-Ш при различном содержании примеси кислорода в контуре: а) – 157 ч работы стенда (саморегулирование Ar); б) – 229 ч работы стенда (обработка  $O_2$  – подано 30 г кислорода); в) – 349 ч работы стенда (обработка  $H_2$ )

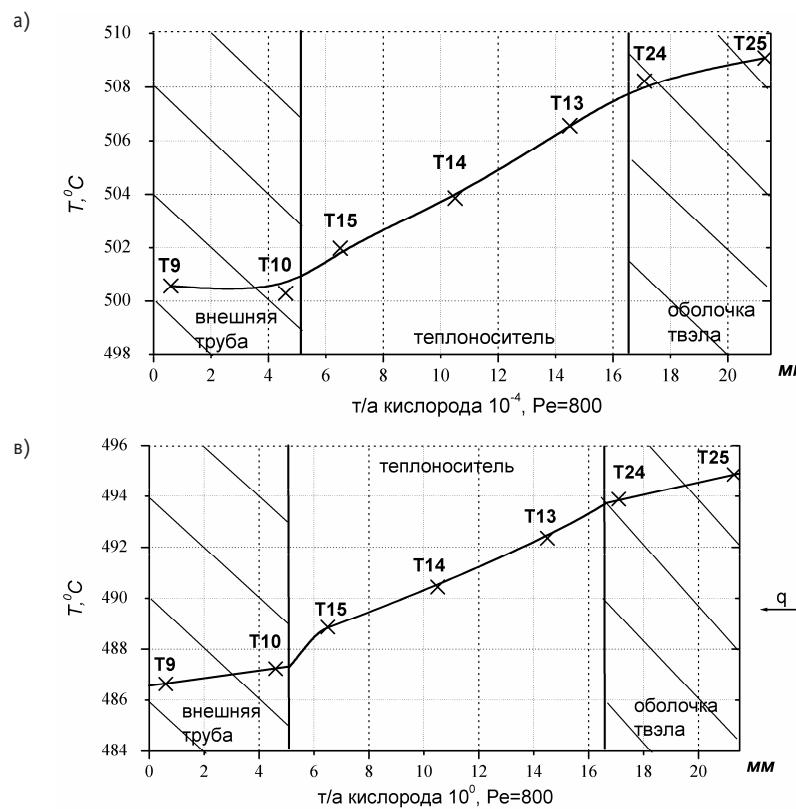


Рис. 5. Локальный профиль температур в кольцевом зазоре от электрообогреваемой трубы из стали 10Х9НСМФБ при различном содержании примеси кислорода в контуре

чении конвективного теплообмена. При  $Re = 590\text{--}750$  максимальная разница между показаниями крайних микротермопар в термозонде составляла  $6,5\text{--}7,0^\circ\text{C}$ ; при  $Re = 2600\text{--}2700$  –  $4,5\text{--}4,8^\circ\text{C}$ ; при  $Re = 4525\text{--}4750$  –  $4,0\text{--}4,2^\circ\text{C}$ .

На рис. 7–9 представлены зависимости безразмерной нормированной температуры от нормированного расстояния  $r/r_0$  ( $r_0$  – радиус поперечного сечения за-

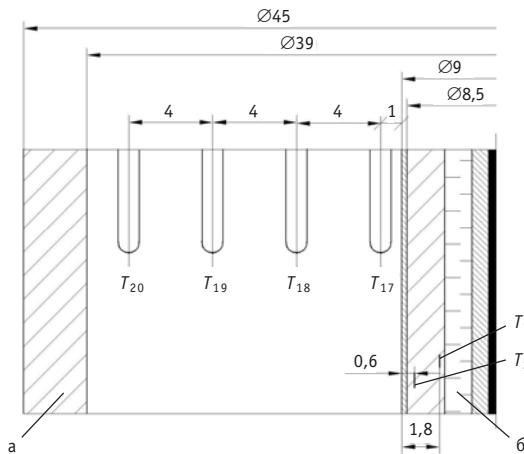


Рис. 6. Схема расположения микротермопар термозонда в кольцевом зазоре между трубчатым электронагревательным элементом и чехловой трубой: а) – труба чехловая, б) – ТЭН

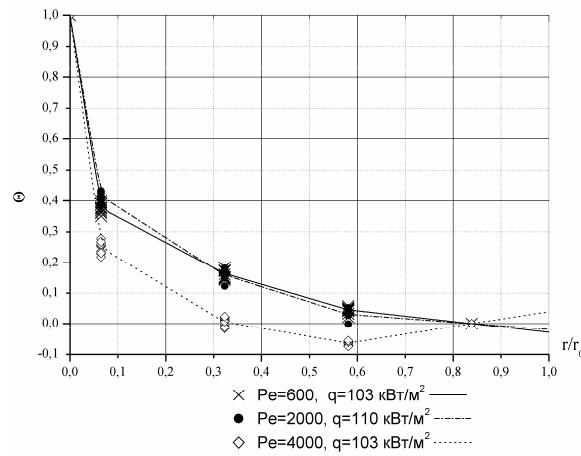


Рис.7. Локальный профиль температур, 157 ч работы стенда;  $\alpha = 5 \cdot 10^{-1}$  (саморегулирование Ar)

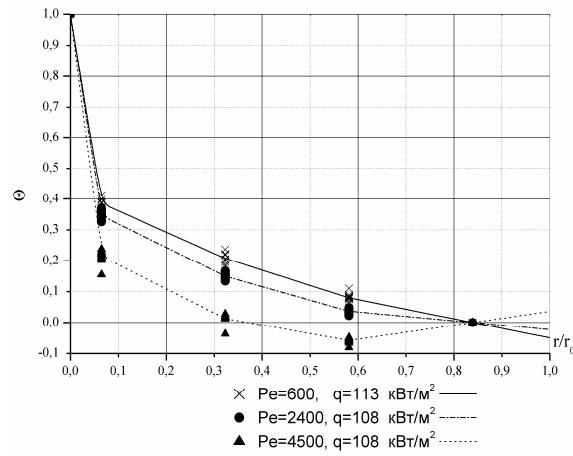


Рис. 8. Локальный профиль температур, 229 ч работы стенда;  $\alpha = 7,7 \cdot 10^{-1}$  (обработка  $O_2$ , введено 30 г)

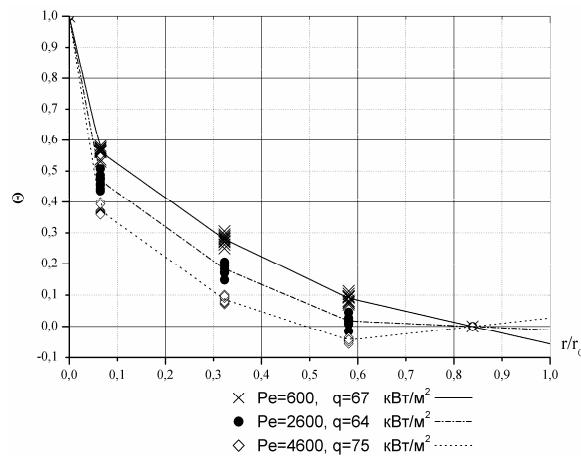


Рис. 9. Локальный профиль температур, 349 ч работы стенда;  $\alpha = 2 \cdot 10^{-4}$  (обработка  $H_2$ )

зора) от теплопередающей стенки:  $\Theta = \frac{t - t_f}{t_w - t_f}$ , где  $t$  – переменное значение температуры в потоке ТЖМТ по радиусу поперечного сечения в зазоре между поверхностью ТЭНа и наружной стенкой, вблизи поверхности ТЭНа ( $t = t_{max}$ ),  $t_w$  – температура на внешней поверхности оболочки электронагревательного элемента,  $t_f$  – температура теплоносителя вдали от поверхности теплообмена ( $T_{20}$ ) (см. рис. 6).

Эти графики показывают, что профиль температур в ядре потока несколько уплощается при числах Пекле  $\sim 2500$ , что вероятнее всего связано с некоторой локализацией основного теплоперепада в пристенной области. Ввод кислорода практически не влияет на данный профиль, можно отметить только увеличение скачка температур в пристенной области для малого числа Пекле ( $Pe \sim 500$ ).

Значение величины термодинамической активности кислорода в ТЖМТ, технологический режим обработки теплоносителя (ввод  $O_2$ , ввод  $H_2$ , саморегулирование в среде  $Ar$  в системе газа) в неизотермическом контуре практически не влияют на характеристики теплового пограничного слоя и на безразмерный профиль температуры вблизи «горячей» стенки.

Из графиков 7–9 видно, что тепловой пограничный слой занимает большую часть (80–90%) зазора при  $Pe = 2500–4500$  и 100% при  $Pe = 500$ . На участке 20–30% величины безразмерного радиуса температура изменяется линейно, что говорит о подавляющем влиянии теплопроводности на этом участке. Угол наклона этих прямых практически не зависит от содержания кислорода в теплоносителе в неизотермическом контуре и от режима технологической обработки контура (ввод  $O_2$ , ввод  $H_2$ , саморегулирование в среде  $Ar$  в системе газа). Угол наклона этой линии незначительно зависит от величины числа  $Pe$  в диапазоне 500–4500 и практически не зависит от величины теплового потока  $q$  в диапазоне 67–112  $kW/m^2$ . Также можно отметить, что профиль температур зависит от числа Пекле, теплового потока и состояния пристенной области течения теплоносителя.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основании исследований можно сделать вывод о качественном отличии определяемых одновременно характеристик теплообмена на участках нагрева и охлаждения теплоносителя во всем исследованном диапазоне содержания кислорода в тяжелом жидким металле. Наибольшее расхождение этих характеристик фиксируется в случае ввода в систему кислорода в количестве, превышающем растворимость и приводящем к образованию твердой фазы оксидов теплоносителя. На горячей поверхности образование отложений оксидов свинца не фиксируется.

Экспериментально определенные профили температур в потоке свинца в каналах неизотермического контура с регулированием и контролем содержания примесей показывают, что вблизи «горячей» стенки профиль температур в размernых и безразмерных координатах – линейный. С увеличением значения числа  $Pe$  профиль температур в потоке уплощается.

Оценка разницы температуры стенки внутренней поверхности теплоподводящего экспериментального участка (вычисленной с учетом показаний поверхностных и заглубленных в стенку термопар) и температуры свинца у этой стенки по показаниям термопары термозонда (установленной на расстоянии  $\sim 1,0$  мм от стенки), с учетом локального теплового потока показывает, что максимальное значение этой величины в условиях экспериментов составило до  $12^\circ C$ .

**Литература**

1. *Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П.* Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы) / Под ред. П.Л. Кириллова. – 2-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 360 с.
2. *Безносов А.В., Молодцов А.А., Семенов А.В. и др.* Теплоотдача от свинцового теплоносителя к продольно обтекаемой трубе//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – № 3. – С. 83-90.
3. *Безносов А.В., Молодцов А.А., Семенов А.В. и др.* Программа-методика проведения исследований теплоотвода от свинцового теплоносителя для верификации рабочих методик (продольное обтекание круглой трубы) на стенде ФТ-2А, ФТ-1ТО. – НГТУ, 2005.
4. *Безносов А.В., Новожилова О.О., Молодцов А.А. и др.* Характеристики теплообмена моделей поверхности активной зоны и парогенератора при регулировании содержания примесей в контуре со свинцовым теплоносителем//Атомная энергия. – 2008. – Т. 104. – Вып. 2. – С. 74-80.
5. Комплексные исследования теплоотвода от свинцового теплоносителя для верификации рабочих методик (продольное обтекание горизонтальной круглой трубы): Отчет о НИР (заключ.) / Нижегородский государственный технический университет; рук. А.В. Безносов. – Н.Новгород, 2007, 168 с. (исполн. А.А. Молодцов, А.В. Назаров, Т.А. Бокова и др.). – № ГР 01.2.006 08891. – Инв. № 0200708668.
6. *Семенов А.В.* Теплообмен свинцового теплоносителя в круглой трубе и кольцевой щели при условии регулирования и контроля его примесей/ Диссертация на соискание степени к.т.н. – Н.Новгород, 2003.

Поступила в редакцию 12.05.2008

# ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ СКОРОСТИ И ДАВЛЕНИЯ ВОДЫ В ПРОТОЧНОЙ ЧАСТИ МОДЕЛИ РЕАКТОРА

И.А. Чусов\*, В.А. Саркисов\*, Ю.С. Юрьев\*\*, Д.В. Зайцев\*\*\*

\* Обнинский государственный технический университет атомной энергетики

г. Обнинск

\*\* ФГУП ГНЦ РФ «Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского», г. Обнинск

\*\*\* ФГУП ОКБ «Гидропресс», г. Подольск



В работе на основании трехмерных численных расчетов получено распределение скорости, давления в коллекторе и расходов в рабочих каналах гидравлической модели двухпотлевой реакторной установки. Расчеты проведены как для штатного режима работы, так и для случая снижения подачи одного из питательных насосов, вплоть до полного останова. Показано, что это приводит к значительному перераспределению расходов в каналах. Выполнен анализ интенсивности вихревых зон в нижнем коллекторе и опускном кольцевом канале.

## ВВЕДЕНИЕ

Одной из наиболее сложных задач реакторной теплогидравлики является определение значений расходов в рабочих каналах (РК) или в ТВС, объединенных общими коллекторами. Эта задача становится еще более сложной, когда подача теплоносителя осуществляется несколькими главными циркуляционными насосами (ГЦН), подающими в общий раздаточный коллектор различный расход. Ситуация такого типа имеет место в случае снижения расхода через один из ГЦН или в случае полного останова одного или нескольких насосов. Вследствие сложности таких течений применяется комплексный подход для их изучения:

- 1) инженерная оценка значений гидравлических неравномерностей на этапе эскизного проекта [1–3];
- 2) экспериментальное исследование на моделях на стадии технического проекта [3–7];
- 3) итоговые численные расчеты в полной трехмерной постановке для выбранной проточной части реактора [8, 9].

Эти этапы проектных расчетов сопровождаются научными исследованиями с целью обобщения результатов и выработки рекомендаций по оптимальному проектированию проточной части реакторов. В ИАТЭ создана гидродинамическая модель корпусного реактора для исследования этих эффектов.

Настоящая работа посвящена численному моделированию гидродинамических аспектов возникновения проектной аварийной ситуации. Все расчеты были про-

ведены для гидродинамической модели двухпетлевого реактора [10]. Настоящая работа является продолжением тематики расчетно-экспериментального обоснования, влияния различных факторов на неравномерность распределения расходов в каналах реакторных установок [11, 12]. Полученные результаты с использованием методов гидродинамического подобия могут быть перенесены на натурные реакторные установки.

## **ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ**

На рис. 1 приведена принципиальная схема модели двухпетлевой реакторной установки. Вода через два напорных патрубка (Вход) поступает в опускной кольцевой канал. Кольцевой канал образован корпусом модели и обечайкой активной зоны. Далее вода попадает в нижний раздаточный коллектор и по имитаторам рабочих каналов (ИРК) поднимается в сборный коллектор. Из сборного коллектора она через отводные патрубки (Выход) направляется в контур циркуляции.

Детальное описание технических характеристик гидродинамического стенда с включенной в его состав гидравлической моделью (ГДМ) двухпетлевой реакторной установки приведено в работе [10].

Задача была сформулирована следующим образом: при заданных значениях расходов рабочего тела по обеим петлям, и заданной постоянной температуре в ГДМ, найти стационарное распределение расходов в ИРК модели РУ. Были рассмотрены ситуации с нарушением нормальных условий эксплуатации снижением расхода одного из насосов проектная авария, с несанкционированным остановом

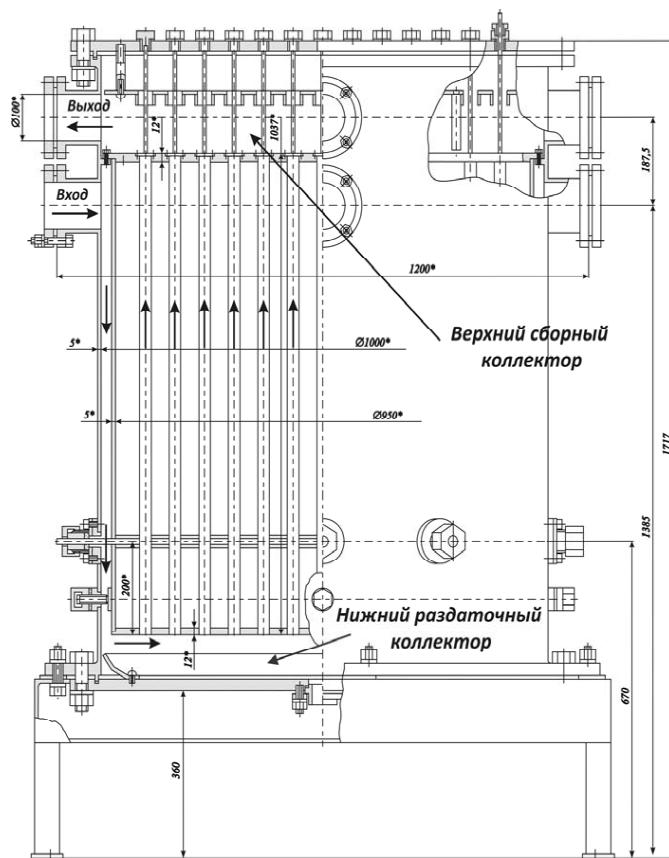


Рис. 1. Принципиальная схема модели реактора

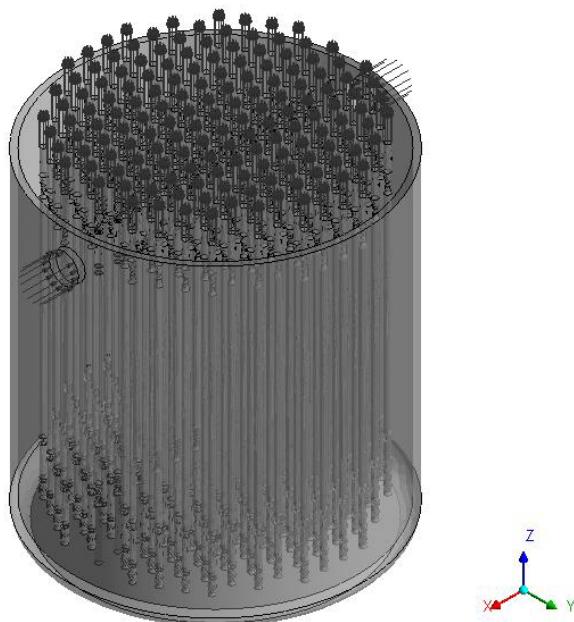


Рис. 2. Общий вид расчетной модели

одного из циркуляционных насосов. Система уравнений, описывающая стационарное течение в кольцевом зазоре, опускном канале, нижнем раздаточном коллекторе и системе параллельных ИРК, включала в себя уравнение неразрывности и количества движения [13, 14]. Для замыкания исходной системы уравнений использовалась  $k$ -е модель турбулентности, со стандартным набором констант [15]. Расчет турбулентных характеристик в областях, примыкающих к стенкам, осуществлялся при помощи пристеночных функций. Связь между кинетической энергией турбулентности, скоростью ее диссипации и турбулентной вязкостью находилась с использованием гипотезы Колмогорова [13, 15].

Общий вид расчетной трехмерной твердотельной векторной модели реакторной установки (без верхней крышки а.з. и верхней крышки корпуса) с плоскостями задания начальных условий, показан на рис. 2. При задании граничных условий полагалось, что на твердых границах три компонента скорости, кинетическая энергия турбулентности и диссипация энергии равны нулю. Расчеты проводились для пяти значений расхода по левой петле. Значения величин, использовавшихся при проведении вычислений, приведены в табл. 1.

Таблица 1

**Значения величин, использовавшихся при проведении расчетов**

Параметр	Значение
Расход по правой петле, $Q_1$ , м <sup>3</sup> /ч	141,0
Расход по левой петле, $Q_2$ , м <sup>3</sup> /ч	1) 141,0; 2) 105,75; 3) 70,5; 4) 35,25; 5) 0,0
Средняя температура рабочего тела, °С	58
Давление на входе в ГДМ, МПа	0,23
Давление на выходе из ГДМ, МПа	0,1
Средняя расчетная плотность жидкости, кг/м <sup>3</sup>	984
Средняя расчетная кинематическая вязкость жидкости, м <sup>2</sup> /с	$4,91 \cdot 10^{-7}$

Расчеты проводились на двухядерном компьютере с тактовой частотой  $\approx 6$  ГГц и объемом оперативной памяти 2 Гб. Время расчета одного варианта составляло  $\approx 48$  ч. Погрешность расчета полей скорости составляла  $10^{-6}$ . Поле давлений рассчитывалось с погрешностью  $10^{-7}$ . Среднее количество расчетных элементов в ГДМ равнялось  $\approx 1,2 \cdot 10^6$ .

Единичным расчетным элементом являлся октаэдр. Для проведения расчетов использовался код CFX 10.0.

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА

Расчет нормального режима эксплуатации проводился на основании исходных данных приведенных в табл. 1 (вариант 1). На рис. 3 показано распределение скорости рабочего тела в кольцевом зазоре. Хорошо видно, что поток из напорного патрубка движется вдоль обечайки ВКУ и точка столкновения двух потоков от левого и правого напорных патрубков располагается на расстоянии  $1/4$  периметра; другая точка столкновения располагается симметрично (см. рис. 4а). Под каждым напорным патрубком располагается «застойная» зона. Будем обозначать застойную зону под «слабым» патрубком I (патрубок с меньшим расходом), а застойную зону под «сильным» патрубком II (патрубок с большим расходом). В рассматриваемом нами случае оба патрубка дают одинаковый расход, и угол раскрытия обеих застойных зон составляет  $\approx 60^\circ$ . В точке столкновения потоков происходит отрыв пограничного слоя и развернувшийся на  $90^\circ$  поток образует нисходящее движение по обечайке модели активной зоны (аналогично опытам [6]).

Образование вихрей в раздаточном коллекторе, с точки зрения безопасности

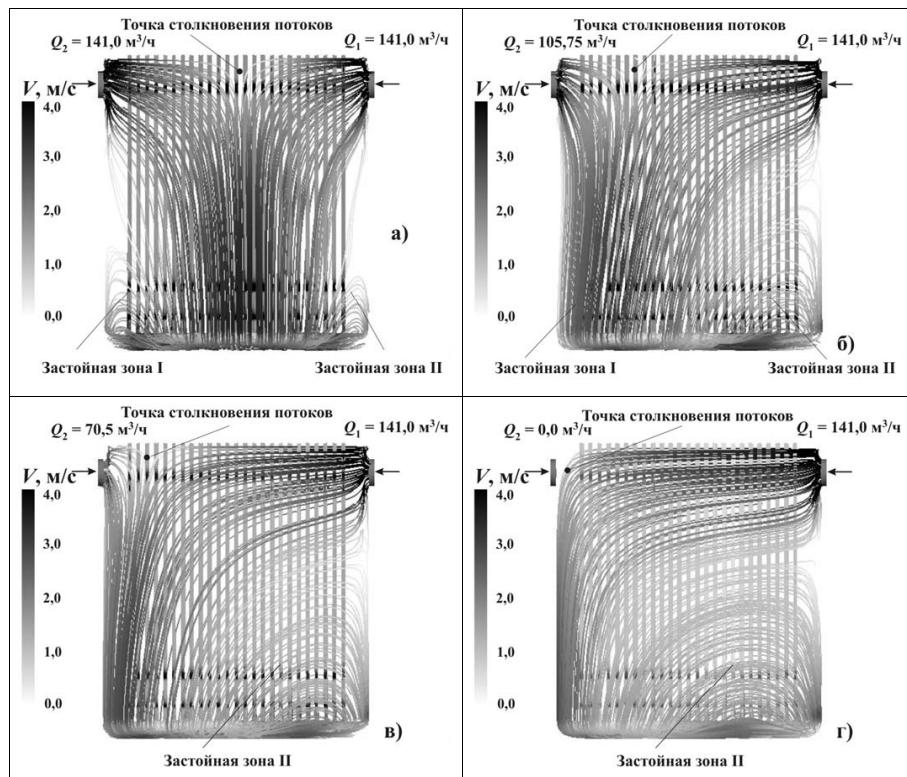


Рис. 3. Картина течения в кольцевом зазоре: а) штатный режим; б) 75% от штатного расхода по левой петле; в) 50% от штатного расхода по левой петле; г) 0% от штатного расхода по левой петле

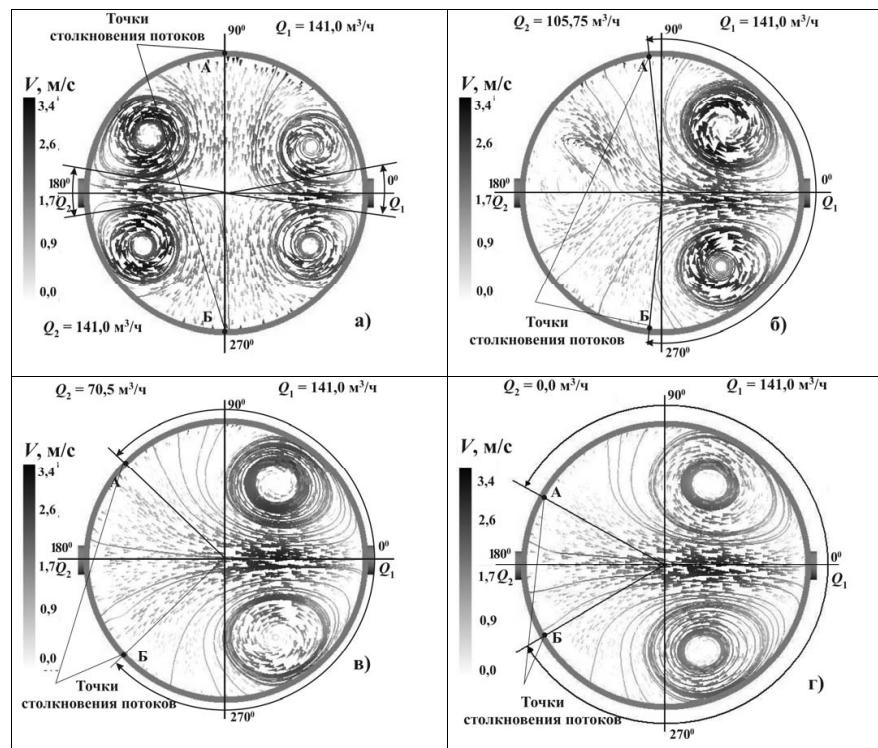


Рис. 4. Парные вихревые области в нижнем раздаточном коллекторе: а) штатный режим; б) 75% от штатного расхода по левой петле; в) 50% от штатного расхода по левой петле; г) 0% от штатного расхода по левой петле

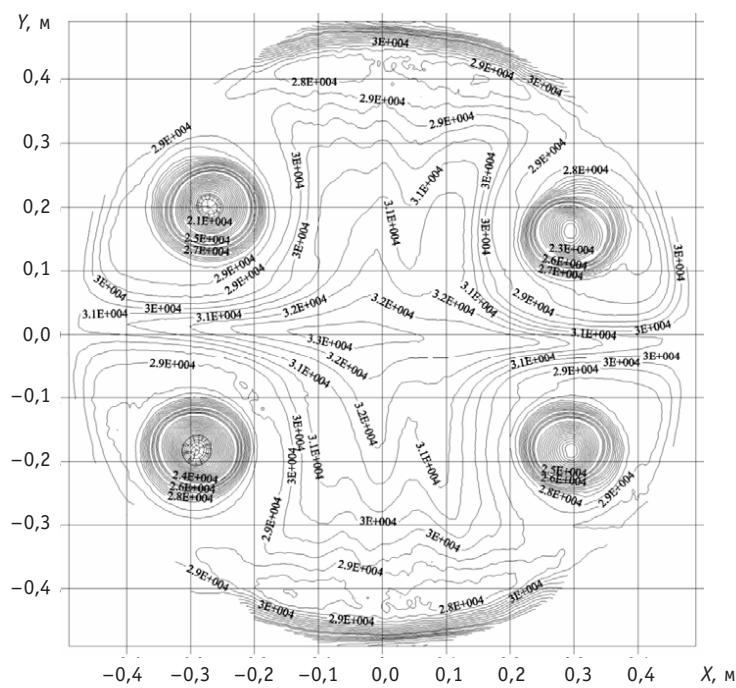


Рис. 5. Распределение избыточного давления на штатном режиме эксплуатации, Па

эксплуатации натурного реактора, может привести к нежелательным последствиям: снижению расхода в каналах, увеличению концентрации примесей и т.д. [2].

На рис. 5 показано распределение избыточного давления для штатного режима эксплуатации. Как и на рис. 3 и 4, на рис. 5 хорошо видны две парные вихревые области. Избыточное давление есть разность между статическим давлением в нижнем коллекторе  $P_{1k}$  в слое жидкости на входе в каналы а.з. и статическим давлением в верхнем коллекторе  $P_{2k}$  на выходе из каналов а.з. Оно по существу характеризует гидравлические потери на а.з.

$$\Delta P = P_{1k} - P_{2k} = \zeta_{\Sigma} \frac{\rho V^2}{2}.$$

Для «среднего» по характеристикам канала имеем ( $\zeta_{\Sigma}$  – коэффициент сопротивления)

$$\bar{\Delta P} = \bar{P}_{1k} - \bar{P}_{2k} = \zeta_{\Sigma} \frac{\rho \bar{V}^2}{2},$$

откуда получаем зависимость разверок относительного расхода в каналах

$$\left( \frac{V}{\bar{V}} - 1 \right) = \sqrt{\frac{P_{1k} - P_{2k}}{\bar{P}_{1k} - \bar{P}_{2k}}} - 1.$$

На рис. 6 приведено графическое изображение разверок для всех вариантов расчета, на рис. 3б (вариант 2) приведено распределение скорости в кольцевом зазоре при снижении расхода до 75% от штатной величины. Снижение расхода, как и в предыдущем случае, приводит к образованию застойных зон I и II. Из рис. 6 хорошо видно, что угол раскрытия застойной зоны II увеличивается до  $\approx 190^\circ$ . Точка столкновения потоков смещается в сторону более «слабого» (левого) напорного патрубка. На рис. 4б показано распределение потоков в нижнем коллекторе.

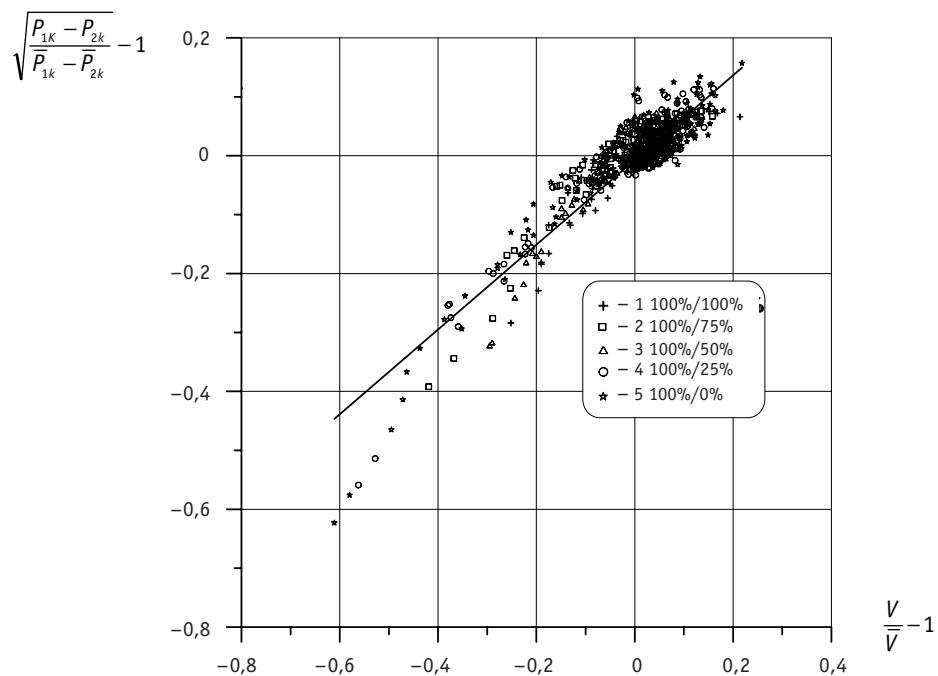


Рис. 6. Разверка относительного расхода

Из рис. 3 видно, вместо двух парных вихревых структур образовалась одна, но с большей интенсивностью закрутки.

Оценка интенсивности закрутки  $S$  проводилась по формуле

$$S = \frac{d \cdot G_\theta}{2G_x},$$

где  $G_\theta = \int_0^\infty (\overline{UW} + \overline{U'W'})r^2 dr$ ,  $G_x = \int_0^\infty (\overline{U^2} + \overline{U'^2} + (P - P_\infty))r dr$  и оказалась равна  $\approx 0,28$ . В

приведенных выше формулах  $U$ ,  $W$  – компоненты скорости по осям  $x$ ,  $\theta$  цилиндрической системы координат; верхний индекс штрих – пульсационные составляющие;  $P$  – давление;  $d$  – диаметр;  $G_x$  – осевая тяга, учитывающая вклад турбулентного нормального напряжения и давления. По классификации, приведенной в [9], такие вихревые структуры являются слабо закрученными. Замещение двух парных структур одной происходит вследствие «передавливания» потока жидкости от более «сильного» патрубка, встречного потока от более «слабого» патрубка.

Отметим одну особенность течения в нижнем раздаточном коллекторе при малых снижениях расхода. Кроме парной вихревой структуры в правой части модели активной зоны, в левой части зоны, в области «слабого» патрубка, виден слабо выраженный след от еще одной вихревой пары. Ее интенсивность мала и модуль полной скорости составляет  $\approx 0,3$  м/с. Таким образом можно сделать вывод, что небольшое снижение расхода по одной из петель не приводит к перестройке общей картины.

Распределение потока в кольцевом зазоре и нижнем раздаточном коллекторе при снижении расхода на 50% приведено на рис. 3в и 4в соответственно (вариант 3), анализ которых указывает на существенное изменение общей картины течения. Точка столкновения потоков значительно смещается в левую часть ГДМ. Угол встречи потоков составляет  $\approx 130^\circ$  при этом, застойная зона I значительно умень-

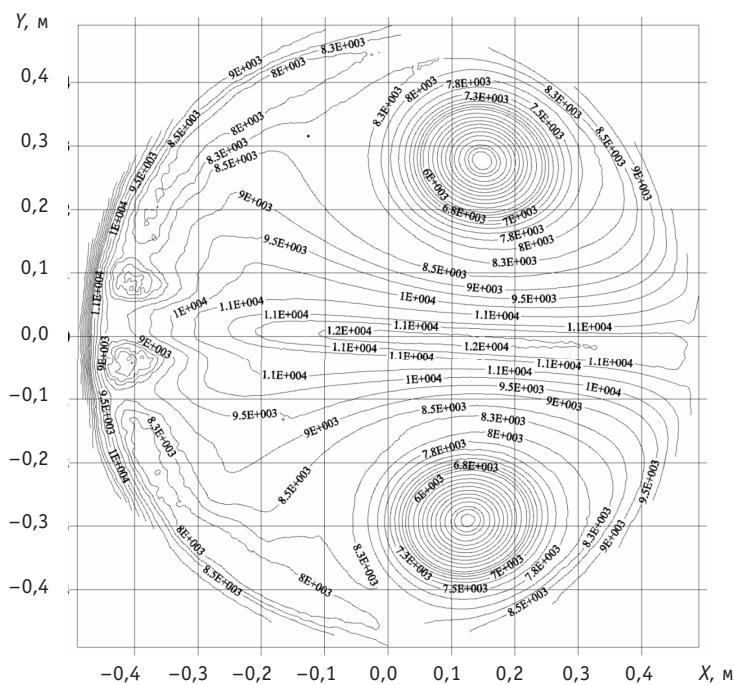


Рис. 7. Распределение избыточного давления при аварийном останове насоса, Па (100%/0%)

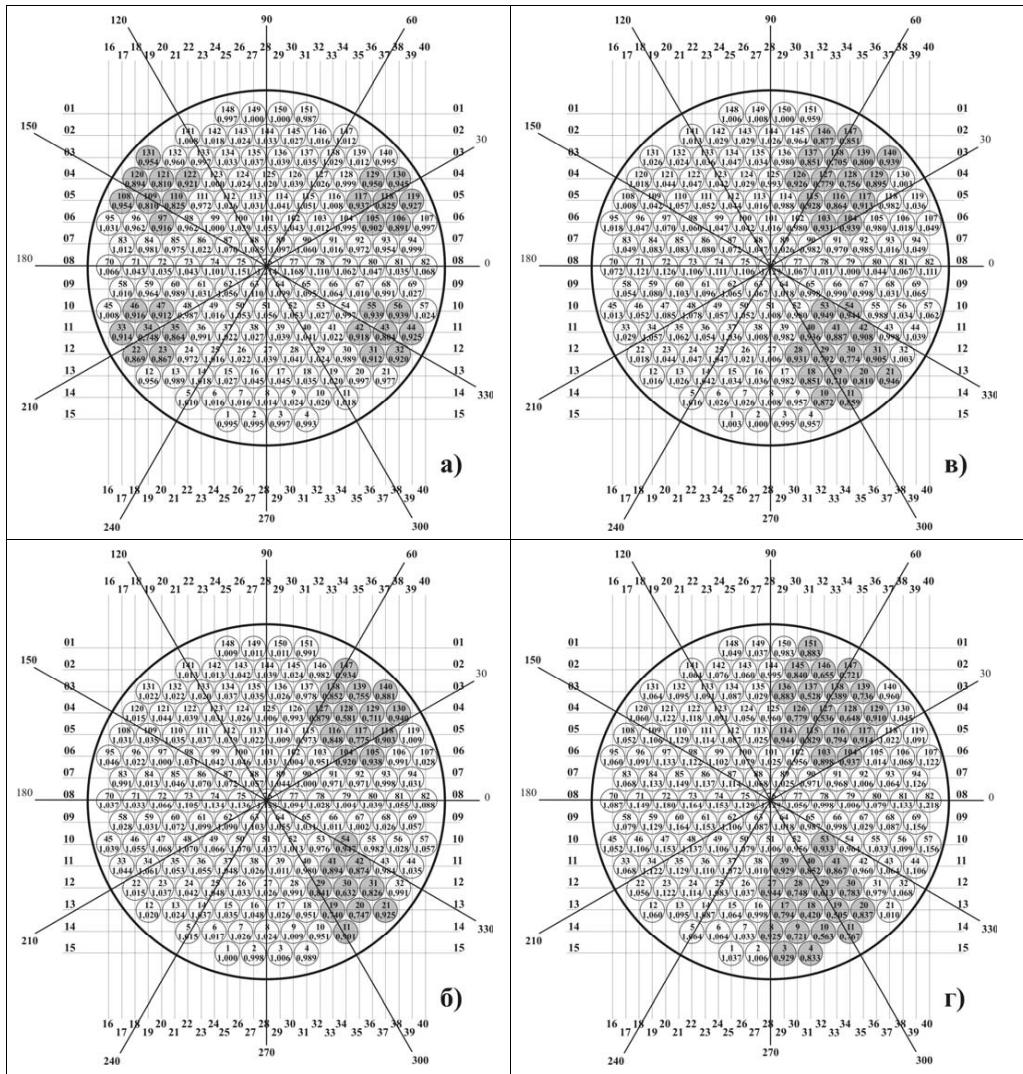


Рис. 8. Картина распределения относительных расходов при: а) штатном расходе; б) 75% от штатного расхода; в) 50% от штатного расхода левого насоса

шается, в то время как застойная зона II увеличивается, практически «окутывая» обечайку активной зоны. Смещение положения точки столкновения потоков и изменение размеров застойных зон под обоими патрубками, объясняется «передавливанием» потока от «слабого» патрубка, потоком от более «сильного».

Расчеты показали, что по сравнению с предыдущим случаем, увеличивается интенсивность закрутки, которая составляет  $\approx 0,37$ . Парная вихревая структура становится более «широкой», что хорошо видно из сравнения рис. 4б и 4в, и смещается в центральную область раздаточного коллектора.

На рис. 3г и 4г (вариант 5) приведены данные расчета соответствующие полному останову левого насоса. Из рис. 3г хорошо видно, что критическая точка смещается практически к самому патрубку. Угол раскрытия застойной зоны II увеличивается до  $\approx 300^\circ$ . Положение точки отрыва пограничного слоя равно  $\approx 150^\circ$ . Застойная зона I значительно уменьшается, в то время как застойная зона II охватывает практически всю поверхность обечайки. Расчетная интенсивность

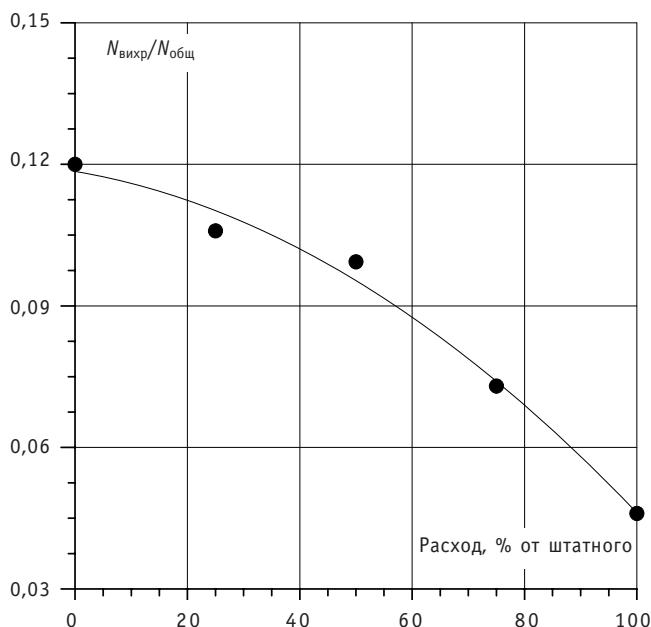


Рис. 9. Зависимость относительного числа каналов, попавших в область «действия» вихрей, от относительного расхода аварийного насоса

закрутки составляет  $\approx 0,46$ . Радиус каждого из вихрей в нижнем раздаточном коллекторе становится еще больше, по сравнению с предыдущим случаем, и значительно смещается к центру модели активной зоны. Причем образовавшаяся парная вихревая структура начинает захватывать ИРК, располагающиеся на левой половине модели активной зоны. На рис. 7 приведено распределение избыточного давления в нижнем раздаточном коллекторе для этого варианта.

Картограммы распределений относительных расходов в ИРК ГДМ приведены на рис. 8а–г, из которых видно, что снижение расхода приводит к снижению расходов в ИРК охваченных вихрями. Вихревая зона становится больше и смещается к центру активной зоны. Максимальный разброс относительных расходов для случая нормального режима эксплуатации составляет 0,748 (min) – 1,214 (max). Для случая 25-процентного снижения расхода, оценка разброса дает величины 0,581 (min) – 1,158 (max). Снижение расхода на 50% дает значения 0,472 (min) – 1,129 (max). Полный останов левого насоса приводит к значениям 0,42 (min) – 1,129 (max).

На рис. 9 приведена зависимость относительного количества ИРК, попавших в зону «действия» вихрей, от общего расхода через ГДМ (с уменьшением относительного расхода число ИРК возрастает).

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Полученные расчетные значения величин относительных расходов являются отражением расчетного подхода применительно к приведенной выше геометрии ГДМ. Вместе с тем, анализ результатов, приведенный выше, позволяет сделать следующие выводы:

- 1) при снижении расхода по одной из петель в нижнем раздаточном коллекторе формируется парная вихревая структура;
- 2) расчетная интенсивность закрутки вихрей возрастает с ростом значения неравномерности подачи рабочего тела в ГДМ;

3) увеличение неравномерности подачи рабочего тела приводит к смещению парного вихря к центру активной зоны и росту числа каналов, попавших в зону «действия» вихрей;

4) для данной модели отключение одного из насосов (проектная авария) приводит к снижению локального относительного расхода в ИРК на  $\approx 60\%$  относительно штатного.

### **Литература**

1. Идельчик И.Е. Аэродинамика промышленных аппаратов. – М.: Машиностроение, 1983. -520 с.
2. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 358 с.
3. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С. Гидродинамические расчеты. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2007.
4. Решетов В.А., Смирнов В.П., Пикулева Т.А. Гидравлика кругового раздаточного коллектора// ВАНТ. Сер.: Реакторостроение. – 1976. – Вып. 13. – С. 65-74.
5. Быстров П.И., Михайлов В.С. Гидродинамика теплообменных аппаратов. – М.: Энергоатомиздат, 1982.
6. Фомичев М.С. Экспериментальная гидродинамика ЯЭУ. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
7. Гусев Б.Р., Калинин Р.И., Благовещенский А.Я. Гидродинамические аспекты надежности энергетических установок. – Л.: Энергоатомиздат, 1989.
8. Aviles A.P. Discrete Model in Fluid Dynamics. Apartado 3008. – Coimbra, Portugal, 2004.
9. Гупта А., Лилли Д., Сайред Н. Закрученные потоки. – М.: Мир, 1987. – 588 с.
10. Авдеев Е.Ф., Чусов И.А., Устюжанин А.Я., Максимовский В.В., Лазикян Д.С., Левченко В.А., Бородастов С.В., Леонов И.Н., Белугин В.А., Левченко Ю.Д., Юрьев Ю.С. Гидравлический стенд для испытаний моделей ядерных реакторов// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2004. – №4. – С. 70-83.
11. Авдеев Е.Ф., Чусов И.А., Левченко В.А., Левченко Ю.Д., Юрьев Ю.С. Экспериментальное исследование гидравлического сопротивления модели корпусного реактора// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – №4. – С. 77-85.
12. Юрьев Ю.С., Левченко Ю.Д., Чусов И.А., Казанцев А.А., Леонов И.Н. Влияние отклонений геометрии тракта двухпетлевой гидравлической модели на неопределенность общего коэффициента гидросопротивления// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – №3. – С. 81-86.
13. Лойцянский Л.Г. Механика жидкости и газа. – М.: Наука, 1987. – 840 с.
14. Шлихтинг Г. Теория пограничного слоя/Пер. под ред. Л.Г. Лойцянского. – М.: Наука, 1974. – 712 с.
15. Методы расчета турбулентных течений/Пер. под ред. В. Колльмана. – М.: Мир, 1984. – 464 с.

Поступила в редакцию 6.06.2008

# ЧИСЛЕННЫЙ АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ МАЛЫХ ГЕОМЕТРИЧЕСКИХ ИСКАЖЕНИЙ ПРОТОЧНОЙ ЧАСТИ ГИДРОМОДЕЛИ НА РАСПРЕДЕЛЕНИЯ РАСХОДОВ В РАБОЧИХ КАНАЛАХ КОРПУСНОГО РЕАКТОРА

**И.А. Чусов\*, В.А. Саркисов\* А.П. Лубенский\*, Ю.С. Юрьев\*\*,  
Д.В. Зайцев\*\*\***

\*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики  
г. Обнинск

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

\*\*\*ФГУП ОКБ «Гидропресс», г. Подольск



Приводятся результаты численного анализа стационарного распределения расходов по имитаторам рабочих каналов гидравлической модели корпусного реактора. Расчеты проведены для случая отклонения оси активной зоны от оси корпуса модели реакторной установки. Рассмотрены варианты отклонения до 1-го градуса включительно. Показано, что при небольших углах наклона появляется значительное перераспределение расходов в имитаторах каналов. Предложена гипотеза о возможных причинах перемещения вихрей в нижнем раздаточном коллекторе.

## ВВЕДЕНИЕ

Основной целью настоящей работы являлось определение неравномерности распределения расходов в гидродинамической модели реактора (ГДМ) при малом повороте активной зоны (а.з.) относительно оси корпуса. Проведение таких расчетов вызвано необходимостью оценки эффектов разброса расходов по каналам а.з. при неточности юстировки отдельных элементов.

Отметим, что не только ошибки в юстировке могут быть причинами появления дополнительной неравномерности распределения жидкости по имитаторам рабочих каналов такого типа. В соответствии с системой допусков и посадок, принятой в России, при изготовлении крупногабаритных изделий погрешность изготовления может достигать сравнительно больших величин, влияющих на гидродинамику реактора [1]. И даже правильная сборка, выполненная с соблюдением всех регламентов, не может гарантировать от возникновения малых перекосов отдельных элементов. Поэтому расчеты проводились для углов разбалансировки а.з. и корпуса 0, 15, 30, 45 и 60 мин.

Работа является продолжением расчетно-экспериментального обоснования влияния различных факторов на неравномерность распределения расходов в ка-

налах реакторных установок [2, 3] и выполнена на основе материалов дипломных работ, расчеты в которых проведены с помощью программного кода CFX 10.0.

## ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Объектом исследования являлась расчетная область, описывающая ГДМ реакторной установки корпусного типа с двухпетлевой компоновкой [4]. Ось симметрии а.з. и ось корпуса ГДМ образуют малый угол разбалансировки (рис. 1). Расходы одинаковы по обеим петлям и равны  $141 \text{ м}^3/\text{ч}$ , температура жидкости равна  $\approx 58^\circ\text{C}$ .

Из рис. 1 следует, что разбалансировка приводит

1) к значительному изменению геометрии опускной проточной части; узкий кольцевой зазор, образованный внутренней стенкой обечайки ГДМ и внешней стенкой обечайки а.з., становится несимметричным, что является причиной изменения силы сопротивления трения и давления, и в конечном итоге приведет к изменению распределения расходов;

2) нижний раздаточный коллектор приобретает форму клина, что указывает на необходимость проведения расчета коллектора не только как канала с изменяющимся расходом, но и с изменяющейся площадью проходного сечения.

Математическая формулировка задачи, задание граничных и начальных условий, гипотеза замыкания, методика решения приведены в работе [3].

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА

Исходные данные, при которых проводился расчет, приведены в работе [3], там же приведена информация по результатам расчета нормального режима эксплуатации ГДМ РУ.

На рис. 2 показана картина течения жидкости в кольцевом зазоре: из рис. 2а видно, что даже малая разбалансировка осей приводит к асимметрии в распределении скорости. Поток от более «зажатого» патрубка (правого) передавливает поток от менее «зажатого», смещающая точку столкновения потоков в левую сторону относительно оси ГДМ. Асимметрия распределения расходов в кольцевом опускном канале приводит к образованию смещенной парной вихревой структуры с перестройкой распределения давления в нижнем раздаточном коллекторе (см. рис. 3а). Совместное рассмотрение рис. 2а и 3а позволяет сделать следующие выводы:

- зона вторичного течения (под менее «зажатым» напорным патрубком) сужается;
- в нижнем раздаточном коллекторе образуется парная вихревая структура;
- точка столкновения двух встречных потоков находится на  $\approx 120^\circ$ .

В межвихревом пространстве скорость потока достигает  $\approx 3,4 \text{ м}/\text{с}$ , в то время как в основной части раздаточного коллектора жидкость движется со средней скоростью  $\approx 1,5 \text{ м}/\text{с}$ .

Распределение скоростей жидкости при увеличении угла разбалансировки до  $0,5^\circ$  (30 мин.) показано на рис. 2б и 3б. Большее перекрытие проходного сечения (при постоянстве расхода) в правой части ГДМ приводит к значительному возрастанию скорости жидкости. Именно это обстоятельство и приводит к еще большему «передавливанию» расхода правым насосом. Интенсивность образующейся в нижнем раздаточном коллекторе парной вихревой структуры растет, а сам парный вихрь становится более симметричным, наибольшей интенсивности он достигает на расстоянии  $\approx 30 \text{ мм}$  от дна ГДМ. Точка столкновения потоков смещается в левую сторону и располагается на  $\approx 150^\circ$  по обечайке а.з.

На рис. 2в, 3в показано распределение скорости воды в нижнем раздаточном коллекторе и опускном канале при разбалансировке осей  $0,75^\circ$  (45 мин.). Из них

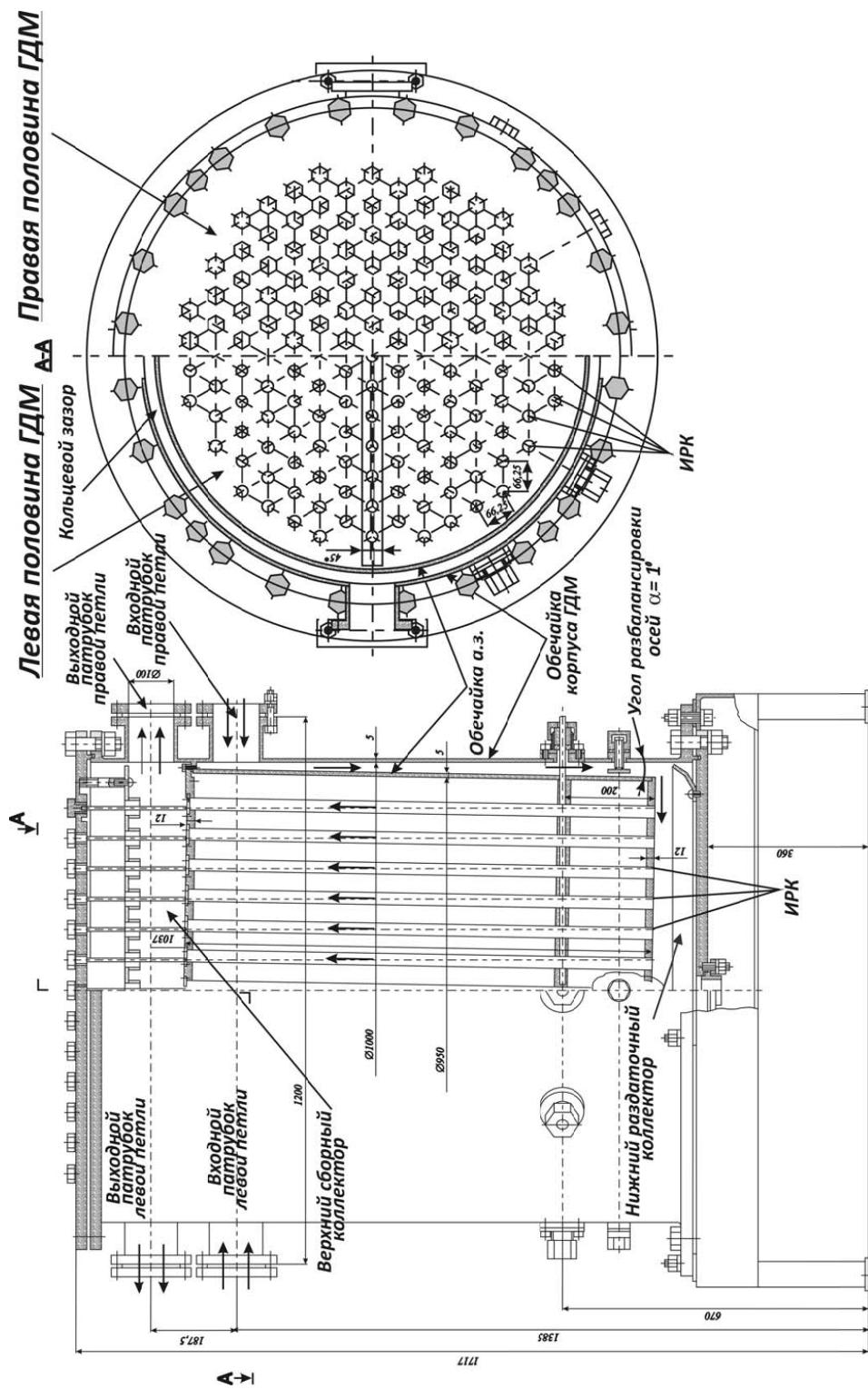


Рис. 1. Схема течения и конструкция ГДМ: показано смещение оси ВКУ относительно оси ГДМ

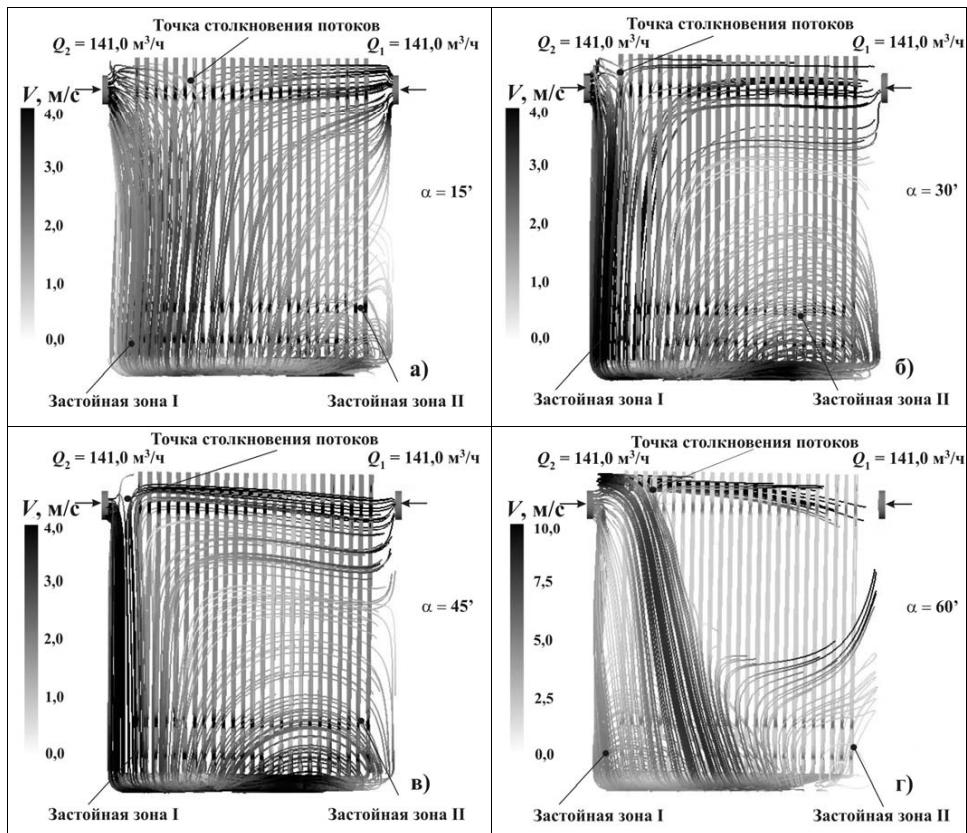


Рис. 2. Картина течения в кольцевом зазоре: а) разбалансировка осей 15 мин; б) 30 мин; в) 45 мин; г) 60 мин

видно, что дальнейшее увеличение угла разбалансировки приводит к еще большему смещению точки столкновения потоков в левую сторону. Угол встречи потоков становится равным  $\approx 170^\circ$ . Вихревая пара, образующаяся в нижнем коллекторе, захватывает большее количество ИРК и смещается в центральную область, что в свою очередь приводит к увеличению размеров застойной зоны в области более «зажатого коллектора».

Общая картина течения принципиально изменяется при разбалансировке осей на  $1^\circ$  (60 мин.). На рис. 2г, 3г показано распределение скоростей в опускном кольцевом канале и нижнем раздаточном коллекторе. Струя жидкости из более «зажатого» патрубка расслаивается на две составляющие. Нижняя струя движется практически вертикально вниз, начиная горизонтальное движение вдоль обечайки а.з. в нижней части модели реакторной установки; верхняя часть струи движется в горизонтальном направлении вдоль обечайки корпуса ВКУ. При этом отсутствует равенство расходов по правой и левой половинам модели со стороны «зажатого» и «свободного» патрубков.

Пограничный слой от более «зажатого» патрубка двигаясь в горизонтальном направлении, вдоль слабо искривленной поверхности ГДМ, встречается со струйным потоком от более «свободного» патрубка. В точке их встречи происходит отрыв «зажатого» пограничного слоя от поверхности а.з. и смешанный от двух патрубков поток начинает опускное движение к нижнему раздаточному коллектору. Оторвавшийся поток, закручиваясь на внешней огибающей а.з., устремляется вниз.

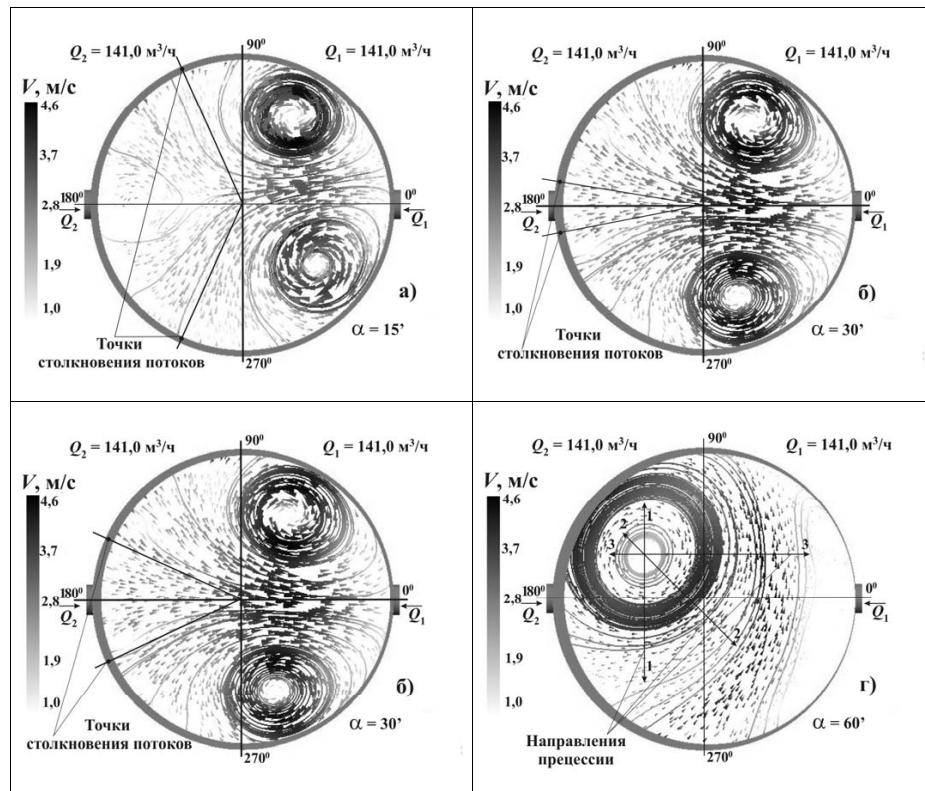


Рис. 3. Парные вихревые области в нижнем раздаточном коллекторе: а) разбалансировка осей 15 мин; б) 30 мин; в) 45 мин; г) 60 мин

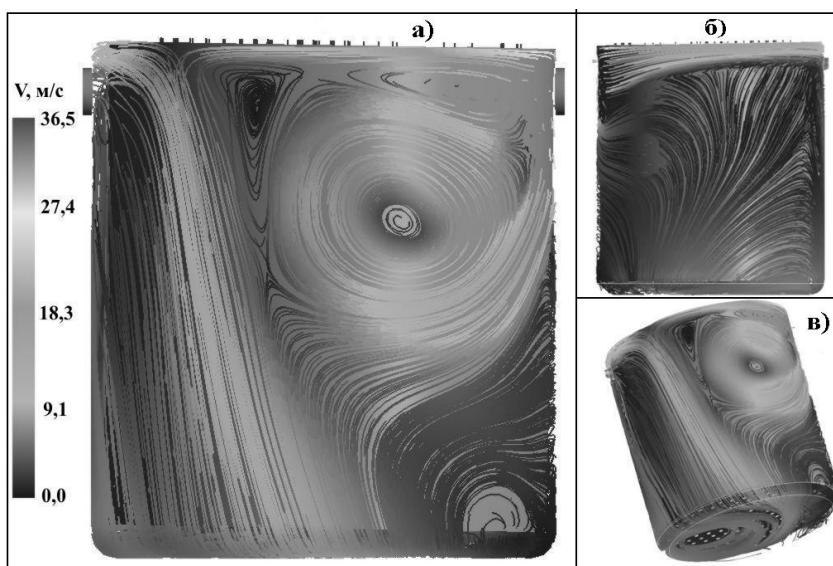


Рис. 4. Картина течения в: а) опускном кольцевом зазоре, поворот  $0^\circ$ ; б) опускном кольцевом зазоре, поворот  $180^\circ$ ; в) изометрии

Несимметричность распределения потоков со стороны «зажатого» патрубка в верхней части ГДМ может быть объяснена физической природой турбулентного движения, нарушающего симметрию при силовом возмущении (течение в диффузоре; столкновение струй и т.п.).

На рис. 4а, 4б показаны распределения скоростей потока в опускном кольцевом зазоре, на двух противоположных сторонах ГДМ, хорошо видно, что в средней части зазора, с одной из сторон (рис. 4а) образуется большой вихрь; в нижней части зазора, на границе с нижним коллектором образуется еще один вихрь, меньшего размера, но с возвратным течением (из коллектора).

На противоположной стороне ГДМ картина течения другая. Струя жидкости из более «затесненного» патрубка распространяется практически до «свободного» патрубка, но образования вихря в зазоре нет. Все упомянутые вихревые структуры видны на рис. 4в.

Следует сделать несколько замечаний о природе образовавшегося в нижнем коллекторе единичного вихря. Его причиной, возможно, является: 1) асимметрия течения в искаженном кольцевом канале; 2) диффузорный эффект при асимметричном отрыве и взаимодействии пограничных слоев обтекающих обечайку а.з. Хорошо видно из рис. 3г, что этот вихрь имеет значительно больший размер, чем парные вихри, описанные в предыдущих случаях. Модуль скорости в нем составляет 5,5 м/с. Количество ИРК, попавших в зону действия вихря, равно 34. Вопрос об устойчивости местоположения единичного вихря также остается открытым.

Можно предположить, что образовавшийся в нижнем коллекторе вихрь совершает движение по всему объему коллектора. Вполне возможно, что образовавшаяся вихревая структура – это прецессирующее вихревое ядро, совершающее движение в одной из плоскостей 1. Ответы на эти вопросы может дать только экспериментальное исследование с непосредственным измерением расходов в ИРК и

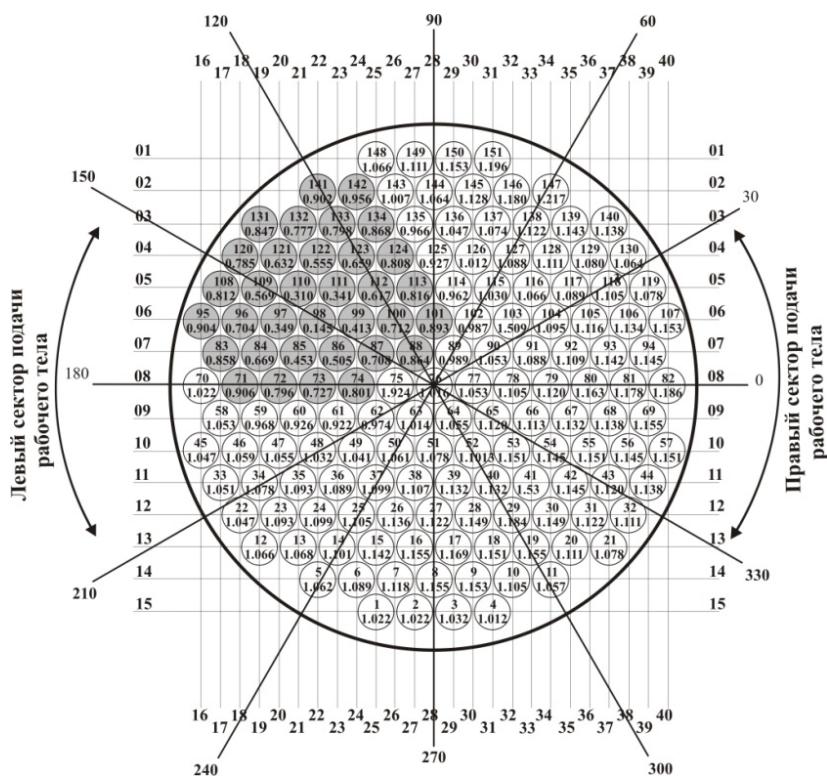


Рис. 5. Картограмма распределения расходов при разбалансировке осей 60 мин

нижнем раздаточном коллекторе при разбалансировке осей симметрии на ГДМ. Еще одним важным вопросом является выработка рекомендаций для конструкто-ров реакторных установок [5–11].

На рис. 5 приведена картограмма распределения относительных расходов при разбалансировке осей 60 мин. Картограмма хорошо иллюстрирует появление вихревой структуры в левой части раздаточного коллектора, которое приводит к неравномерности в распределении расходов, значение которого равно  $\approx 70\%$ .

Подчеркнем, что все численные значения относятся только к использованной расчетной схеме ГДМ.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенные расчеты показали, что в случае разбалансировки осей корпуса ГДМ и а.з. картина течения жидкости становится значительно сложнее, чем в случае снижения подачи жидкости по одной из петель [3]. Следует различать «большую» и «малую» разбалансировку. Предлагается, для случая двух, четырех и более вихрей считать разбалансировку «малой», а в случае образования единичной вихревой структуры – «большой». Во всех случаях следует учитывать, что разбалансировка приводит к заметному перераспределению расходов жидкости в ИРК ГДМ.

Следующим этапом расчетной работы является учет действия выходного коллектора, а всей работы в целом – комплексное расчетное и экспериментальное изучение гидродинамики в проточных частях действующих и вновь проектируемых реакторов.

## Литература

1. Юрьев Ю.С., Левченко Ю.Д., Чусов И.А., Казанцев А.А., Леонов И.Н. Влияние отклонений геометрии тракта двухпетлевой гидравлической модели на неопределенность общего коэффициента гидросопротивления//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – №3. – С. 81–86.
2. Авдеев Е.Ф., Чусов И.А., Левченко В.А., Левченко Ю.Д., Юрьев Ю.С. Экспериментальное исследование гидравлического сопротивления модели корпусного реактора//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – №4. – С. 77 – 85.
3. Чусов И.А., Саркисов В.А., Юрьев Ю.С., Зайцев Д.В. Численное моделирование распределения скорости и давления воды в проточной части модели реактора//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – №4.
4. Авдеев Е.Ф., Чусов И.А., Устюжанин А.Я., Максимовский В.В., Лазикян Д.С., Левченко В.А., Бородастов С.В., Леонов И.Н., Белугин В.А., Левченко Ю.Д., Юрьев Ю.С. Гидравлический стенд для испытаний моделей ядерных реакторов//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2004. – №4. – С. 70–83.
5. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С. Гидродинамические расчеты. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2007.
6. Идельчик И.Е. Аэродинамика промышленных аппаратов. – М.: Машиностроение, 1983. – 520 с.
7. Решетов В.А., Смирнов В.П., Пикулева Т.А. Гидравлика кругового раздаточного коллектора// ВАНТ. Сер.: Реакторостроение. – 1976. – Вып. 13. – С. 65–74.
8. Быстров П.И., Михайлов В.С. Гидродинамика теплообменных аппаратов. – М.: Энергоатомиздат, 1982.
9. Фомичев М.С. Экспериментальная гидродинамика ЯЭУ. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
10. Гусев Б.Р., Калинин Р.И., Благовещенский А.Я. Гидродинамические аспекты надежности энергетических установок. – Л.: Энергоатомиздат, 1989.
11. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). – М.: Энергоатомиздат, 1990. – С.358.

Поступила в редакцию 06.06.2008

# ПРЯМОЙ УЧЕТ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ ИСХОДНЫХ ДАННЫХ В РАСЧЕТАХ МЕТОДОМ МОНТЕ-КАРЛО

**П.А. Андросенко, К.М. Колганов**

*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,  
г. Обнинск*



Описывается новый подход к учету неопределенности исходных данных в расчетах методом Монте-Карло. Предполагаются известными законы распределения неопределенности параметров и их случайные значения моделируются непосредственно в процессе расчета методом Монте-Карло. Возможности предлагаемого подхода демонстрируются на модельных примерах расчетов интегралов с нечетко заданными параметрами. Для задач переноса излучений рассматривается влияние неопределенности исходных данных на оценку мощности дозы от коллимированного источника фотонов. Эта задача была предложена в качестве международного теста для независимого сопоставления расчетов по различным программным кодам в рамках программы Uncertainty Assessment in Computational Dosimetry – CONRAD (A COordinated Network for RAdiation Dosimetry).

## ВВЕДЕНИЕ

Обычно при проведении численных расчетов прикладных задач считается, что исходные параметры задачи являются известными. Но зачастую эти параметры известны лишь приблизительно, с некоторой точностью. Тогда встает проблема расчета задачи с учетом этой неопределенности. Чаще всего в таких случаях при малом колебании параметра проводится расчет на границах интервала неопределенности, а затем в предположении корректности задачи проводят интерполяцию результата на интервале значений параметра.

В случае применения метода Монте-Карло также можно оценить решение задачи для крайних значений параметра, а затем проинтерполировать полученное решение. Но возможно и использование метода Монте-Карло с прямым учетом неопределенности исходных данных. Преимуществом такого подхода будет получение распределения оценки, учитывающее распределение значений исходных данных. Кроме того, при наличии корреляции между значениями нескольких параметров этот факт будет учтен в расчете автоматически.

## ПРЕДЛАГАЕМЫЙ ПОДХОД

Дополним фазовое пространство задачи вектором  $\mathbf{u}=(u_1, u_2, \dots, u_k)$ , содержащим неопределенности в исходных данных  $u_k$  по каждому  $k$ -му параметру. Предполагается, что параметры вектора представляют собой случайные величины с известными законами распределения. Такими распределениями чаще всего являются:

---

© П.А. Андросенко, К.М. Колганов, 2008

равномерное распределение на отрезке, распределение Симпсона и распределение Гаусса (вообще говоря, усеченное).

Оценка решения задачи методом Монте-Карло является случайной величиной, фактически зависящей от других случайных величин – неопределенностей в исходных данных. Для выяснения распределения оценки нам нужно получить ее смоделированные значения. Образуем цикл по количеству историй. В начале каждой истории поочередно моделируем те исходные данные, которые не определены точно. Затем, считая начальные данные зафиксированными, моделируем саму оценку решения задачи.

Предлагаемый подход является универсальным и применим при использовании метода Монте-Карло в любых прикладных областях. Поскольку целью настоящей работы является демонстрация преимуществ этого подхода применительно к задачам переноса излучения, то сначала мы кратко остановимся на основной идеи построения метода Монте-Карло для решения интегрального уравнения переноса.

Пусть нам надо оценить линейный функционал  $I = (\psi, h)$  от решения  $\psi(x)$  интегрального уравнения переноса

$$\psi(x) = \int_x K(x', x) \psi(x') dx' + f(x). \quad (1)$$

Здесь  $x = (\vec{r}, \vec{\Omega}, E) \in X$  – точка фазового пространства  $X$  координат, направлений и энергий частицы,  $K$  – ядро интегрального уравнения,  $f$  и  $h$  – заданные функции.

В подобных задачах при норме ядра  $\|K\| < 1$  оценки метода Монте-Карло строятся, как правило, на основе разложения решения  $\psi(x)$  в бесконечный ряд Неймана:

$$\psi(x) = \sum_{n=0}^{\infty} K^n f(x) = \sum_{n=0}^{\infty} \int_{(n+1)X} \int f(x_0) K(x_0, x_1) \dots K(x_{n-1}, x_n) dx_0 \dots dx_{n-1}.$$

Тогда оцениваемый функционал  $I$  также может быть представлен бесконечной суммой соответствующих интегралов:

$$I = \sum_{n=0}^{\infty} (K^n f, h) = \sum_{n=0}^{\infty} \int_{(n+1)X} \int h(x_n) f(x_0) K(x_0, x_1) \dots K(x_{n-1}, x_n) dx_0 \dots dx_n. \quad (2)$$

Как хорошо известно, поиск решения уравнения (1) методом Монте-Карло осуществляется путем моделирования цепи Маркова с переходной плотностью, определяемой ядром  $K(x', x)$  и построением оценок интегралов в сумме (2) по набору случайных величин  $x_0, x_1, \dots, x_n$  – точкам столкновения на траектории частиц (так называемая оценка по столкновениям).

Таким образом, многие характерные особенности предложенного подхода можно понять на примере вычисления обычных определенных интегралов (понятно, что эта задача и сама по себе представляет значительный интерес).

## ВЫЧИСЛЕНИЕ ИНТЕГРАЛОВ С НЕЧЕТКО ЗАДАННЫМИ ПАРАМЕТРАМИ

Первый пример расчета с использованием такого подхода представляет собой оценку интеграла

$$I(\xi) = \int_0^1 2\xi \cdot x \cdot dx = \xi,$$

где  $\xi \sim U[9, 11]$  – равномерно распределенная случайная величина на отрезке  $[9, 11]$ . В табл. 1 приведены начальные моменты случайной величины  $I(\xi)$ , полученные с помощью вышеприведенной схемы расчета, и их теоретические значе-

Таблица 1

**Начальные моменты интеграла  $I(\xi)$   
(примеры 1 и 2)**

Порядок	Пример 1		Пример 2	
	Оценка	Точное значение	Оценка	Точное значение
1	10.000714	10.000000	0.34670087	0.346573590
2	100.34573	100.33333	0.12507764	0.125000000
3	1010.1590	1010.0000	0.04691004	0.046875000
4	10201.982	10200.200	0.01824285	0.018229167
5	103361.71	103343.33	0.00732895	0.007324219
6	1050478.2	1050300.1	0.00302872	0.003027344
D( $\xi$ )	0.331450	0.333333	0.00487615	0.004886750

ния. Количество реализаций метода Монте-Карло в расчете составило  $10^4$ . Как видно из таблицы, значения теоретических и расчетных моментов очень близки.

Второй пример представляет собой более интересный расчет следующего интеграла:

$$I(\xi) = \int_0^{\xi} x^{\xi-1} \cdot dx = \xi^{-1}.$$

Здесь  $\xi \sim U[a,b]$  ( $b > a > 0$ ). Легко получить аналитические выражения для функции плотности распределения вероятностей интеграла  $I(\xi)$  и начальных моментов этой случайной величины:

$$f_{I(\xi)}(x) = \frac{x^{-2}}{b-a}, b^{-1} < x < a^{-1}; \quad MI(\xi) = \frac{\ln(b) - \ln(a)}{b-a},$$

$$MI^k(\xi) = \frac{a^{1-k} - b^{1-k}}{(b-a)(k-1)}, k > 1.$$

Для конкретного расчета значения параметров были взяты следующими:  $a = 2$ ,  $b = 4$ . Результаты моделирования сведены также в табл. 1, из которой явно видно полное соответствие результатов моделирования и аналитического расчета. Количество реализаций метода Монте-Карло здесь составило  $4 \cdot 10^4$ . Для этого примера еще было проведено сравнение функций плотностей распределения  $I(\xi)$ , полученных в результате теоретического расчета и вычислительного эксперимента. Эти результаты представлены на рис. 1.

Предыдущий расчет был проведен, исходя из равномерного распределения  $\xi$ , однако на практике приходится сталкиваться и с другими распределениями – усеченным гауссовым распределением и распределением Симпсона. Поскольку все эти распределения симметричны относительно середины отрезка, то во всех трех случаях распределения  $\xi$  математические ожидания оценки интеграла совпадают, что подтверждается результатами вычислительных экспериментов. Дисперсии оценок отличаются даже теоретически, результаты моделирования представлены ниже:

- $DI(\xi) = 0.00474652$  при равномерном распределении;
- $DI(\xi) = 0.00231463$  при распределении Симпсона;
- $DI(\xi) = 0.00035300$  при нормальном распределении.

Третий пример интересен тем, что в нем линейная и степенная неопределенности «уничтожают» друг друга:

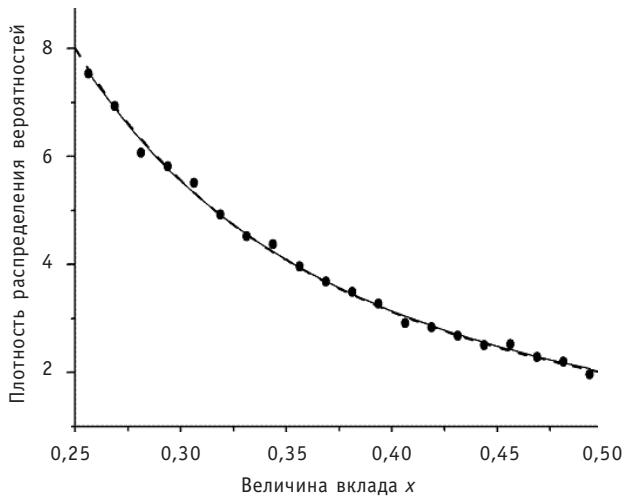


Рис. 1. Теоретическая и экспериментальная плотности распределения  $I(\xi)$ :  
● – расчет методом Монте-Карло; — — подбор параметров  $f(x) = 0.51468x^{-1.9739}$ ;  
— - - - - аналитическая функция  $f(x) = 0.5x^{-2}$

$$I(\xi) = \int_0^1 \xi \cdot x^{\xi-1} \cdot dx = 1.$$

Как видно, значение интеграла не зависит от параметра  $\xi$ . Однако оценка математического ожидания этого интеграла методом Монте-Карло имеет довольно сложный вид и на первый взгляд совсем не очевидно, что это есть оценка единичной константы (ниже  $\xi_j$  – смоделированные значения параметра  $\xi \sim U[2,4]$ ,  $\gamma_k$  – равномерно распределенные на отрезке  $[0,1]$  случайные величины):

$$\eta = \frac{1}{J \cdot N} \sum_{j=1}^J \sum_{k=1}^N \xi_j \gamma_k^{\xi_j-1}.$$

Тем не менее, уже при статистике в  $10^4$  реализаций метода Монте-Карло все начальные моменты (аналог табл. 1) отличаются от единицы менее чем на  $10^{-4}$ , а оценка дисперсии равна  $10^{-6}$  вместо точного значения ноль.

## ОЦЕНКА МОЩНОСТИ ДОЗЫ ОТ КОЛЛИМИРОВАННОГО ИСТОЧНИКА ФОТОНОВ

Рассматриваемая ниже задача была предложена в качестве теста для независимого сопоставления расчетов по различным программным кодам в рамках программы Uncertainty Assessment in Computational Dosimetry – CONRAD (A COordinated Network for RAdiation Dosimetry). Наряду с нами (мы использовали комплекс программ BRAND [1]), в рамках данного проекта в решении рассматриваемой задачи принимали участие 13 международных научных групп из 10 стран. Были использованы коды MCNP-4c2, MCNP-5, MCNPX, MCNPX-2.5f, MCNPX-2.6b, AMOS, FLUKA, EGSnrc и PENELOPE. Таким образом, уверенно можно говорить о том, что проведено всестороннее сопоставление результатов, полученных по программе BRAND, со всеми известными кодами по моделированию процесса переноса фотонов.

В рамках вышеуказанного теста было предложено на расстоянии 50 см от центра коллимированного источника фотонов оценить мощность дозы и профиль мощности дозы в плоскости, перпендикулярной оси источника. Задача состояла в оценке влияния неопределеностей значений исходных данных на неопределенность конечного результата.

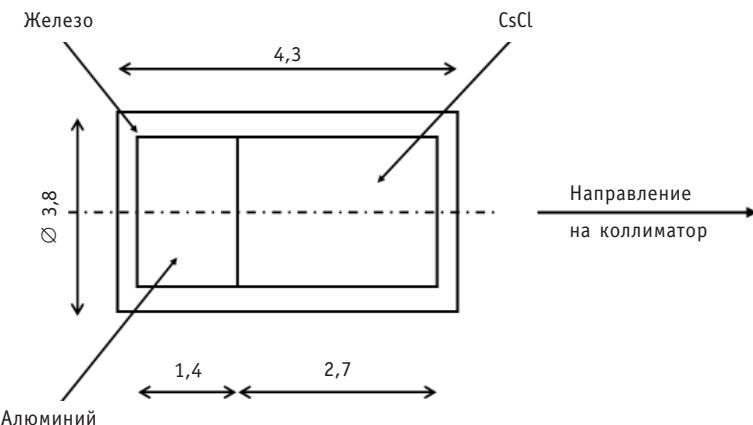


Рис. 2. Источник  $^{137}\text{Cs}$ : толщина стенок железного контейнера 0.1 см (размеры приведены в см)

Постановка задачи следующая [2,3]. Необходимо оценить мощность дозы гамма-излучения от источника фотонов изотопа  $^{137}\text{Cs}$  (моноэнергетическая линия с энергией 661.66 кэВ, угловое распределение частиц изотропное). Объемный источник порошка CsCl находится в железном контейнере с алюминиевой пробкой (см. рис. 2), тот в свою очередь – в свинцовой камере-коллиматоре (см. рис. 3). Стени коллиматора покрыты набором вольфрамовых колец. Дизайн коллиматора основан на спецификациях стандарта ISO 4037, ч. 1 [4].

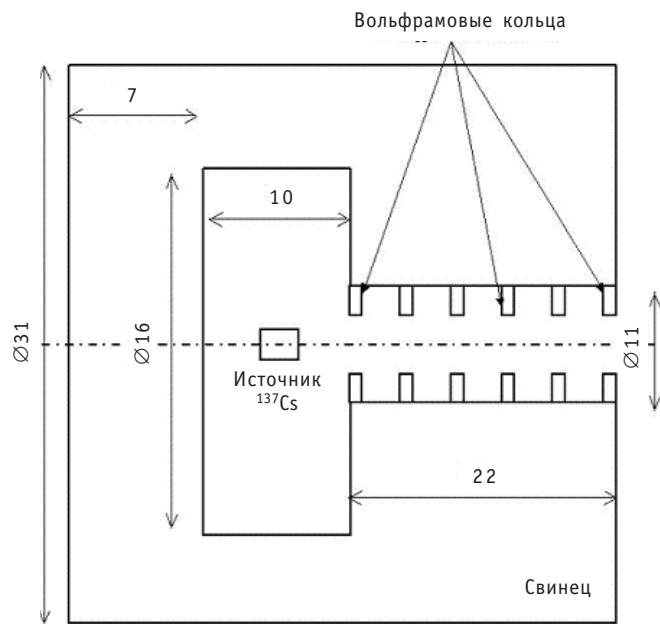


Рис. 3. Геометрия коллиматора: толщина вольфрамовых колец 2 см, внутренний диаметр 7 см, расстояние между кольцами 2 см

Сначала остановимся на сопоставлении результатов различных авторов при нулевой погрешности параметров задачи. Как уже отмечалось, все расчеты проводились участниками программы «вслепую» и результаты сравнений были представлены в обзорной работе [3]. Эти данные приведены на рис. 4. Очевидно, что оценка мощности дозы в воздухе  $k_{air} = 8.1900$  пГр, полученная по программе BRAND

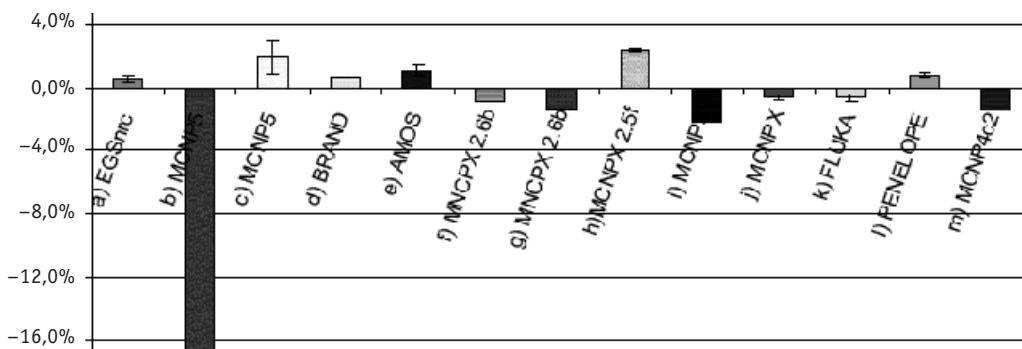


Рис. 4. Относительное отличие мощности дозы, вычисленное по разным программам (рисунок скопирован из работы [3])

(статистическая погрешность составляет 0.002%), очень хорошо согласуется с эталонным решением.

Теперь перейдем к оценке величины интервала неопределенности для рассчитанной дозы. Предполагается, что некоторые параметры задачи известны с некоторой ошибкой (размеры объектов, их взаимное расположение, плотности материалов и т.д., всего в [2] было предложено исследовать более 10 параметров). Необходимо определить влияние этих ошибок на неопределенность конечного результата. Мы рассматривали влияние девяти «источников» неопределенности, заранее понимая, что большинство из предложенных для исследования нечетко заданных параметров, не окажут существенного влияния на результат. Первые пять параметров были предложены авторами теста в качестве обязательных для исследования, еще восемь были оставлены на усмотрение авторов. Интересно, что один из этих 8 параметров оказался вторым по значимости, что не было предугадано авторами теста и лишний раз свидетельствует о сложности задач учета влияния неопределенности исходных данных на конечный результат. Ниже приведены названия параметров и значения величин их неопределенностей, влияние которых мы и оценивали.

Название параметра	Его значение и неопределенность				Обязательный
1. Осевое смещение источника	0.00	+	0.05	см	Да
2. Глубина камеры источника	10.00	+/-	0.2	см	Да
3. Внутренний диаметр колец коллиматора	7.00	+/-	0.05	см	Да
4. Плотность вольфрамового сплава	16.90	+/-	0.2	г/см <sup>3</sup>	Да
5. Плотность CsCl	4.00	+/-	0.2	г/см <sup>3</sup>	Да
6. Продольное смещение источника	0.00	+/-	0.1	см	Нет
7. Плотность алюминия	2.70	+/-	0.05	г/см <sup>3</sup>	Нет
8. Плотность железа	7.87	+/-	0.05	г/см <sup>3</sup>	Нет
9. Плотность свинца	11.34	+/-	0.1	г/см <sup>3</sup>	Нет

Один из общепринятых подходов оценки влияния неопределенности исходных данных основан на линейной теории малых возмущений [5]. На его основе и в соответствии со стандартом ISO 13005 [6] авторы теста [2] рекомендовали участникам следующий алгоритм для вычисления интервала неопределенности мощности дозы  $\Delta k_{air}$ : было предложено каждый раз варьировать только один параметр задачи, определяя его с заданной выше погрешностью. Итоговая неопределенность

результата может быть получена, исходя из предположения, что зависимость величины отклонения значения мощности дозы от величины отклонения параметров линейна, и что корреляцией между параметрами можно пренебречь. Тогда можно по очереди перебрать значения всех неточно заданных параметров в крайних точках их интервалов неопределенности, каждый раз проводя расчет методом Монте-Карло при фиксированных значениях исходных параметров. Такая задача легко (с технической точки зрения) может быть решена с помощью стандартных монте-карловских пакетов программ для моделирования задач переноса излучений.

Результаты наших вычислений по такому алгоритму с помощью комплекса программ BRAND представлены в табл. 2, где приведено влияние пяти обязательных параметров и только одного необязательного, оказавшегося вторым по значимости. Данные по остальным параметрам, вариации которых оказались несущественными, опущены.

Таблица 2

**Результаты моделирования методом Монте-Карло по алгоритму [2]**

Название параметра $X$	Отклонения параметра в расчетах			Заданная неопределенность в параметрах (4)	Неопределенность $\Delta k_{air}$ мощности дозы $K_{air}$	
	$\Delta X$ (1)	$(\partial K_{air}/\partial X)$ (2)	$(\partial K_{air}/\partial X) \Delta X$ (3)		$u(5)$	$\Delta k_{air}(6)$
Осевое смещение источника	+0.05 см	0.3060	0.0153	0.05	0.05 / $2\sqrt{3}$	0.00441
Глубина камеры источника	+/- 0.2 см	0.0013	0.0005	0.4	0.4 / $2\sqrt{3}$	0.00015
Диаметр колец коллиматора	+/- 0.05 см	0.0920	0.0092	0.1	0.1 / $2\sqrt{3}$	0.00265
Плотность вольфрамового сплава	+/- 0.2 г/см <sup>3</sup>	0.0260	0.0104	0.4	0.4 / $2\sqrt{3}$	0.00300
Плотность CsCL	+/- 0.2 г/см <sup>3</sup>	0.4670	0.1868	0.4	0.4 / $2\sqrt{3}$	0.05392
Продольное смещение источника	+/- 0.1 см	0.3560	0.0356	0.2	0.2 / $2\sqrt{3}$	0.02055

Опишем подробнее содержимое табл. 2. В левой колонке расположена список параметров, которые будут варьироваться в процессе расчетов. В столбце (1) располагаются величины отклонения параметра  $\Delta X$  от своего номинального значения: они могут быть взяты из литературы, основаны на физической модели и т.д. Причем, значение в столбце может быть представлено как  $\pm 0.2$  см, так и +0.05 см (как в случае первого параметра – расположения источника относительно оси коллиматора). В следующем столбце приведена чувствительность  $(\partial k_{air}/\partial X)$  величины мощности дозы к изменяемому параметру, вычисленная с использованием предварительных расчетов на основе метода Монте-Карло.

$\Delta k = S K_{-\Delta X/2} - K_{+\Delta X/2} S$  – это разница значений дозы, рассчитанной при крайних значениях параметра  $X$ . Здесь необходимо принять во внимание точность расчета методом Монте-Карло  $u_{MC}$ . Применение линеаризационной модели имеет следующее ограничение:  $u_{MC}/\Delta k < 0.1$  – значение статистической ошибки расчета методом Монте-Карло должно быть мало по сравнению с величиной вариации оцениваемого результата. Для выполнения этого условия можно либо увеличивать интервал изменения параметра  $\Delta X$ , либо повышать точность расчета метода Монте-Карло (например, увеличивая количество моделируемых траекторий).

В колонке (5) указан специальный коэффициент, величина которого зависит от значения колонки (4) и от вероятностного закона распределения параметра. Отметим, что при таком подходе вероятностный закон должен быть выбран из каких-то априорных соображений. Например, для гауссовского распределения  $u = (\text{колонка } 4)/6$ , для равномерного –  $u = (\text{колонка } 4)/2\sqrt{3}$  (более подробно эта методика описана в стандарте ISO 13005). В колонке (6) записывается итоговое значение неопределенности мощности дозы, вычисленное как  $\Delta k_{air} = (\partial k_{air}/\partial x) \cdot u$ .

Поясним детально методику ISO 13005 [6] на примере вычисления вклада в неопределенность  $\Delta k_{air}$ , обусловленную погрешностью знания плотности порошка источника CsCl (напомним, что эта погрешность составляет  $\rho_{CsCl} = 4.0 \pm 0.2 \text{ г/см}^3$  и является первой по значимости неопределенностью для конечного результата). Результаты наших расчетов представлены на рис. 5, где приведены данные расчетов величины  $k_{air}$  для номинальной плотности источника и с максимально допустимыми отклонениями, т.е.  $\rho_{CsCl} = 3.8, 4.0$  и  $4.2 \text{ г/см}^3$ . Погрешности расчетов составляют менее 0.003% и это означает, что условие  $u_{MC}/\Delta k_{air} < 0.1$  выполняется с большим запасом. Видно, что зависимость  $k_{air}$  от  $\rho_{CsCl}$  очень хорошо описывается линейной функцией. Интересно, что в обзорной работе [3] упоминается одна научная группа, которая предприняла попытку построить не линейную, а квадратичную аппроксимацию зависимости  $\Delta k_{air}$  от неопределенности исходных данных. Значимого уточнения результата они не получили. Наши исследования этого же вопроса привели к аналогичному результату: достаточно посмотреть на значения  $k_{air}$  при  $\rho_{CsCl} = 3.9$  и  $4.1 \text{ г/см}^3$  на рис. 5.

Построенная нами по методике ISO 13005 неопределенность  $\Delta k_{air}$  в зависимости от плотности источника  $\rho_{CsCl}$  в итоге составила 0.66% для равномерного распределения погрешности плотности материала источника. Аналогичные вычисления учета влияния продольного смещения источника (второй по значимости фактор для  $\Delta k_{air}$ ) дали величину 0.26% неопределенности мощности дозы. В обзоре [3] на основании анализа представленных работ эти значения составили 0.6 и 0.3% соответственно. Таким образом, результаты расчетов по BRAND с использованием методик [2], [6] очень хорошо согласуются с итоговыми данными работы [3].

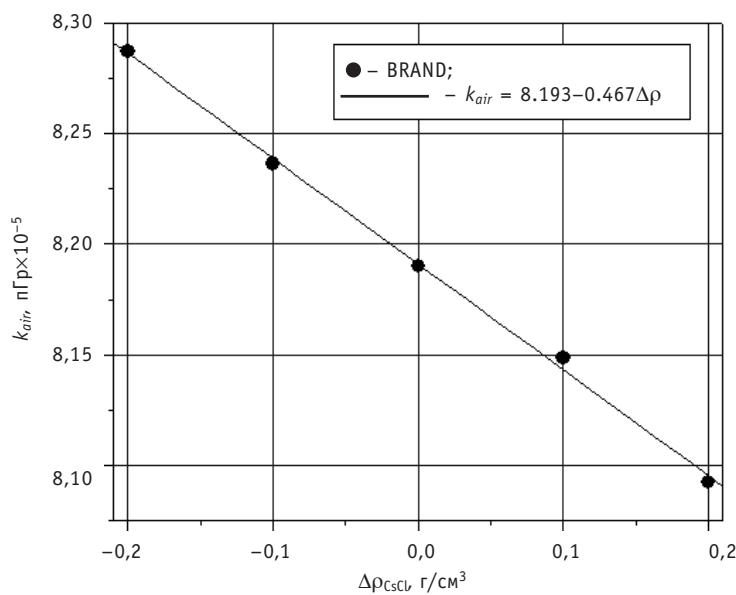


Рис. 5. Зависимость мощности дозы  $\Delta k_{air}$  от плотности источника фотонов

Теперь перейдем к рассмотрению значений тех же неопределенностей, но вычисленных по предлагаемому в настоящей работе подходу. Сначала остановимся на моделировании величины  $\Delta k_{air}$ , обусловленной погрешностью знания плотности источника CsCl. При прямом моделировании с плотностью  $\rho_{CsCl}$ , которая полагалась случайной величиной с равномерным распределением на интервале от 3.8 до 4.2 г/см<sup>3</sup>, оценка неопределенности мощности дозы составила  $0.0734 \cdot 10^{-5}$  нГр или 0.9%. Аналогичная оценка в предположении, что  $\rho_{CsCl}$  является случайной величиной с усеченным нормальным распределением на том же интервале, привела к результату  $\Delta k_{air} = 0.0604 \cdot 10^{-5}$  нГр или 0.74%.

Так, оценки, полученные по предложенному подходу, несколько превышают значения, вычисленные по методике ISO. Нам представляется, что результаты моделирования с прямым учетом неопределенности в процессе расчета следует признать наиболее соответствующими действительности, поскольку все другие подходы содержат ряд априорных предположений (независимость влияния ошибок параметров задачи на конечный результат, справедливость положений линейной теории возмущений, эмпирические константы для различных видов возможных распределений исходных неопределенностей и т.д.).

Результаты прямого моделирования неопределенностей пяти обязательных параметров (см. табл. 2) дали следующие результаты при равномерном распределении погрешностей

$$k_{air} = 8.1900 \pm 0.0650 \cdot 10^{-5} \text{ нГр или } \Delta k_{air} = 0.79\%,$$

и для нормального распределения

$$k_{air} = 8.1900 \pm 0.0422 \cdot 10^{-5} \text{ нГр или } \Delta k_{air} = 0.52\%.$$

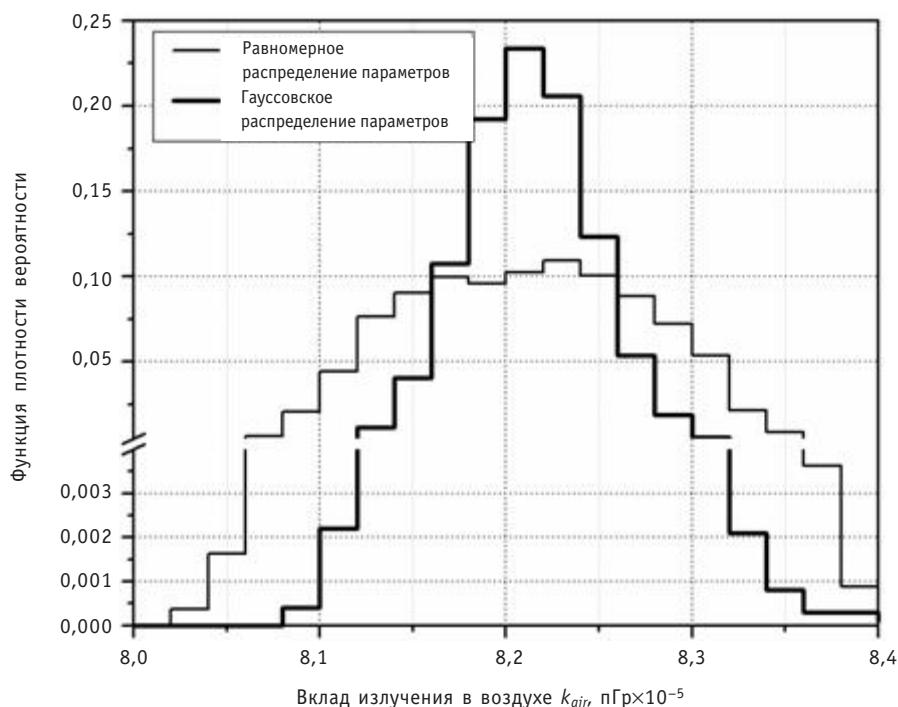


Рис. 6. Функции плотности мощности дозы для случаев равномерного и нормального распределения параметров, содержащих неопределенности

Таким образом, для рассматриваемой задачи наши расчеты однозначно свидетельствуют о некорректности предположения о независимости влияния неопределенностей отдельных параметров на конечный результат (статистические погрешности этих расчетов также составляют менее 0.003%).

Как уже отмечалось, предлагаемый нами подход позволяет получить еще целый ряд очень важных характеристик неопределенности конечного результата. А, именно, моменты и функцию плотности распределения вероятностей оцениваемых величин (как это было продемонстрировано выше на примерах 1–3). Здесь на рис. 6 приведены функции плотности мощности дозы для случаев равномерного и нормального распределения пяти исходных обязательных параметров, содержащих неопределенности. Следует заметить, что при нашем подходе доверительный интервал получается несимметричным, т.к. плотность распределения имеет «длинный тяжелый хвост» (на рисунке не показан, и, конечно, статистика здесь весьма плохая). Приведенные выше наши оценки неопределенности  $k_{air}$  (в терминологии ISO 13005) нуждаются в некотором уточнении. Будем находить левую и правую границы доверительного интервала, исходя из равенства соответствующих интегралов от плотности половинному значению уровня доверия. Тогда при доверительной вероятности 0.95 получается, что  $k_{air} \in [8.078; 8.334] \cdot 10^{-5}$  пГр для равномерного распределения и  $k_{air} \in [8.125; 8.228] \cdot 10^{-5}$  пГр для нормального распределения, т.е. в обоих случаях порядка 60% длины доверительного интервала приходится на значения, лежащие правее математического ожидания.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработан новый подход к учету неопределенности исходных данных в расчетах методом Монте-Карло. В предположении знания законов распределения ошибок параметров, их случайные значения моделируются непосредственно в процессе расчета методом Монте-Карло. Возможности предлагаемого подхода демонстрируются на модельных примерах расчетов интегралов с нечетко заданными параметрами. Для задач переноса излучений рассматривается влияние неопределенности исходных данных на оценку мощности дозы от коллимированного источника фотонов.

Подход позволяет найти моменты и функции плотности распределения вероятностей оцениваемых величин, построить для них несимметричные доверительные интервалы. Представляется, что результаты моделирования с прямым учетом неопределенности в процессе расчета следует признать наиболее соответствующими действительности, поскольку все другие подходы содержат ряд априорных предположений (независимость влияния ошибок параметров задачи на конечный результат, справедливость положений линейной теории возмущений, эмпирические константы для различных видов возможных распределений исходных неопределенностей и др.).

Предлагаемый подход достаточно легко реализуем, т. к. изменения, которые требуется вносить в программный код готовых монте-карловских комплексов, не доставляют принципиальных трудностей.

## Литература

1. Андросянко П.А., Белоусов В.И., Конькова А.В., Царина А.Г. Современный статус комплекса программ BRAND // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика ядерных реакторов. – 2006. – Вып. 1. – С. 74-83.
2. Uncertainty Assessment in Computational Dosimetry – CONRAD (A COordinated Network for Radiation Dosimetry) European Union, Work Package 4, Bologna, Italy, 2006.

## МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

3. *Carlan L. de, Bordy J.-M.* Photon Irradiation Facility: Uncertainty Budget on Air Kerma. Uncertainty Assessment in Computational Dosimetry – CONRAD (A COordinated Network for RAdiation Dosimetry). European Union, Work Package 4, Bologna, Italy, 2007.
4. International Standard ISO 4037. X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and doserate meters and for determining their response as a function of photon energy. – Part 1: Radiation characteristics and production methods. International Standard ISO 4037-1 (1996).
5. Усачев Л.Н. Уравнение для ценности нейтронов, кинетика реакторов и теория возмущений// Реакторостроение и теория реакторов. – М.: Изд-во АН СССР, 1955.
6. International Standard ISO 13005. Guide to expression of uncertainty in measurement. International Standard ISO 13005 (1993).

Поступила в редакцию 14.05.2008

# НЕЙРОСЕТЕВЫЕ ЭКСПЕРИМЕНТЫ ПО ВЗАИМОВЛИЯНИЮ ЛЕГИРУЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ НА МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА ФЕРРИТНО-МАРТЕНСИТНЫХ СТАЛЕЙ С 12-ПРОЦЕНТНЫМ СОДЕРЖАНИЕМ ХРОМА

**С.М. Образцов\*, Г.А. Биржевой\*, Ю.В. Конобеев\*, В.И. Рачков\*\*,  
В.А. Соловьев\***

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

\*\*Росатом, г. Москва



Перспективной стратегией в разработке ферритно-мартенситной (ф/м) стали с повышенной жаропрочностью для БН-800 может явиться применение методов искусственного интеллекта. В настоящей работе представлены результаты компьютерных экспериментов, выполненных на основе нейросетевой модели. В частности, расчеты показали, что увеличение содержания марганца вместе с согласованным уменьшением содержаний молибдена и ниobia может повысить жаропрочность ф/м сталей.

## ВВЕДЕНИЕ

Исследование комплексного влияния легирующих элементов на механические свойства реакторных сталей является важной задачей при поиске материалов с улучшенными служебными характеристиками [1, 2, 3]. Например, для надежной работы БН-800 необходима ф/м сталь с повышенной жаропрочностью. Полнофакторные эксперименты требуют значительных финансовых затрат и времени, поскольку номенклатура легирующих добавок и примесей ф/м сталей включает не менее 12 позиций [4], что исключает возможность быстрого получения необходимого результата. Перспективной стратегией решения этой проблемы является сочетание математических расчетов по поиску химического состава (х/с), обеспечивающего необходимое качество, с последующей экспериментальной проверкой полученных результатов.

Одним из мощных способов разработки адекватных моделей сложных физико-химических процессов изменения под облучением служебных свойств сталей ф/м класса с 12-процентным содержанием хрома является нейросетевой анализ экспериментальных данных испытания образцов этих сталей. В работе [5] разработана и тестирована нейросетевая модель изменения прочности и пластичности этих сталей, там же изложены результаты расчета химического состава сталей с повышенной жаропрочностью. Поскольку изменение служебных свойств сталей

© С.М. Образцов, Г.А. Биржевой, Ю.В. Конобеев, В.И. Рачков, В.А. Соловьев, 2008

в процессе эксплуатации ЯЭУ вызвано эволюцией микроструктуры и фазового состава, то интерес представляют компьютерные эксперименты по выявлению особенностей взаимовлияния легирующих добавок.

В настоящей работе представлены результаты компьютерных экспериментов, проделанные на основе нейросетевой модели [5].

### **УСЛОВИЯ КОМПЬЮТЕРНОГО ЭКСПЕРИМЕНТА**

Целью вычислительного эксперимента было выяснение деталей механизма влияния различных комбинаций некоторых легирующих элементов на кратковременные прочностные и пластические свойства 12%Cr ф/м сталей под облучением. Предварительные расчеты [5] показали, что наибольшее воздействие на повышение предела прочности  $\sigma_b$  и полного относительного удлинения  $\delta_0$  оказывают согласованные вариации содержаний Mn, Mo и Nb, а также В и V. В данной работе эти расчеты были продолжены с целью поиска оптимальных химических составов при изменении содержания указанных элементов и ограничении содержания остальных добавок.

Поскольку задача состоит в поиске одновременно максимальных прочностных и пластических характеристик, то она является двухкритериальной, что резко ее усложняет. Более того, радиационное упрочнение стали приводит к потере пластичности, как это, например, видно из экспериментальных данных, приведенных в [5]. Это квалифицирует поставленную задачу как конфликтную, когда крайне трудно найти решение, одинаково хорошо удовлетворяющее двум критериям. Для разрешения этой коллизии часто применяют компромиссный критерий: выбирается главный показатель, который путем подбора факторов максимизируют; на другой критерий накладывается требование не уменьшения его значения ниже некоторой заданной величины [6].

В соответствии с этим критерием план модельного эксперимента можно представить следующим образом.

1. Критериями оптимизации выбраны суммарные значения предела прочности, МПа

$$S = \sum_i \sigma_b(T_i) \quad (1)$$

и общего относительного удлинения, %

$$E = \sum_i \delta_0(T_i), \quad (2)$$

где  $T$  – температура испытания.

Каждое значение  $\sigma_b$  и  $\delta_0$  рассчитывается при фиксированных значениях температуры испытания  $T_i = 20, 100, 200, 300, 400, 500, 600$  и  $710^\circ\text{C}$ . Повреждающая доза полагалась равной 100 сна. Принимая во внимание то, что в быстрых реакторах температура облучения оболочки твэлов может достигать  $710^\circ\text{C}$ , то именно это значение было заложено в расчет суммы (1). Поскольку ф/м стали обнаруживают низкотемпературное радиационное охрупчивание, то температура облучения принималась равной  $300^\circ\text{C}$  при вычислении суммы (2). Таким образом, компьютерные эксперименты были направлены на поиск состава стали, подавляющего эти отрицательные качества.

2. В качестве базового химического состава был выбран состав стали ЭП-450, приведенный в табл. 1 (из статьи [4]).

Базовая термообработка: нормализация  $1050^\circ\text{C}$ , 30 мин; отпуск  $720^\circ\text{C}$ , 1 ч.

3. Приоритетным критерием рассматривалась величина  $S$ , которая максимизировалась путем расчета по нейросетевой модели [5] оптимальных содержаний

Таблица 1

**Химический состав стали ЭП-450 (вес.%)**

C	Si	Mn	Cr	Ni	V	Mo	Nb	B	S	P
0.14	0.25	0.30	12.0	0.10	0.10	1.2	0.30	0.004	0.01	0.01

легирующих элементов. На величину  $E$  было наложено ограничение, согласно которому она не должна уменьшаться более чем на 5% относительно стартового значения.

4. Эксперимент включал два этапа. На первом этапе содержание Mn задавалось в диапазоне 0.2–6 вес.%. В процессе оптимизации содержания Mo и Nb оставались свободными и выбирались такими, которые обеспечивают максимальную прочность во всем диапазоне температуры испытания. На втором этапе варьировались содержания бора и ванадия и фиксировались значения других легирующих элементов. В первом и во втором случаях баланс поддерживался за счет изменения содержания железа.

**РЕЗУЛЬТАТЫ КОМПЬЮТЕРНОГО ЭКСПЕРИМЕНТА И ОБСУЖДЕНИЕ**

На рис. 1 представлены вычисленные значения суммарного предела прочности  $S$  в зависимости от содержания марганца. Из этого рисунка отчетливо видно значительное повышение прочности стали при повышении содержания марганца. С увеличением содержания марганца от 0.2 до 2.0 вес.% значение  $S$  возрастает более чем в 1.5 раза.

На рис. 2 приведена зависимость суммарного относительного удлинения  $E$  от содержания марганца.

Важно отметить, что пластичность с ростом прочности практически не меняется. Этот факт хорошо согласуется с данными о том, что марганец заметно повышает прочность, не снижая пластичности, и резко снижает красноломкость стали, т.е. хрупкость при высоких температурах испытания [7].

Результаты расчета также позволяют сделать вывод о наличии отрицательной корреляции между содержанием марганца, с одной стороны, и содержанием молибдена и ниобия, с другой. В частности, на основе результатов компьютерного эксперимента можно получить следующую линейную регрессионную зависимость между содержаниями (в вес. %) марганца и молибдена:

$$[\text{Mo}] = 6.28 - 1.04 \cdot [\text{Mn}]. \quad (3)$$

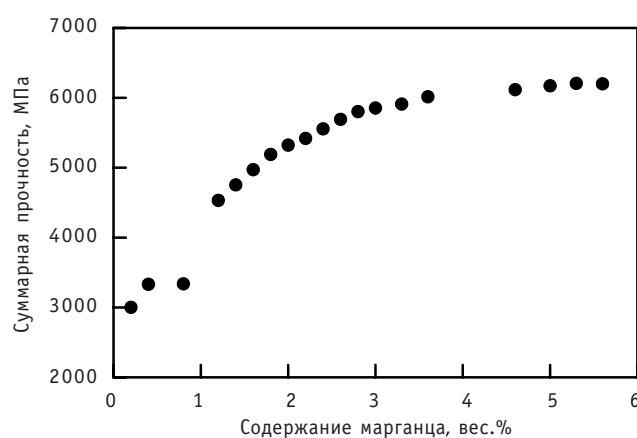


Рис. 1. Расчетная зависимость суммарного значения предела прочности от содержания марганца

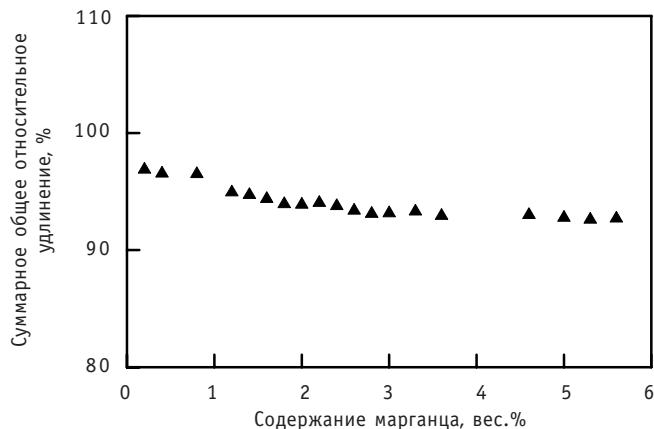


Рис. 2. Расчетная зависимость суммарного общего относительного удлинения от содержания марганца

На рис. 3 представлены результаты компьютерного эксперимента и прямая, рассчитанная по уравнению (3).

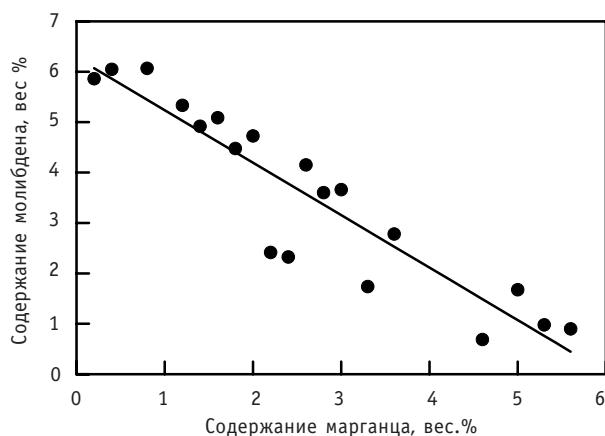


Рис. 3. Содержание молибдена как функция содержания марганца для оптимизированных химических составов: ● — результаты компьютерного эксперимента; — — расчет по уравнению (3)

Регрессионная зависимость содержания ниобия от содержания марганца может быть представлена в виде полинома второй степени:

$$[\text{Nb}] = 0.546 - 0.056 \cdot [\text{Mn}] + 0.007 \cdot [\text{Mn}]^2. \quad (4)$$

На рис. 4 представлены результаты компьютерного эксперимента и кривая, рассчитанная по уравнению (4).

Из рис. 3 и 4 видно, что в сталях оптимизированного химического состава содержание Mn отрицательно коррелирует с содержаниями Mo и Nb. Эту корреляцию можно использовать в практических целях при поиске 12%Cr ф/м стали с улучшенными служебными свойствами.

На втором этапе имитационного эксперимента была исследована зависимость пластичности и прочности ф/м сталей от содержания бора в диапазоне 0.002÷0.06 вес.% при стандартном (0.1 вес.%) и повышенном (0.7 вес.%) содержании ванадия. Содержание остальных элементов было фиксировано (см. табл. 1).

Проведенные расчеты показали, что суммарная пластичность практически не меняется с увеличением содержания бора и ванадия, а прочность слабо возрастает. На рис. 5 представлены результаты расчета суммарного предела прочности в

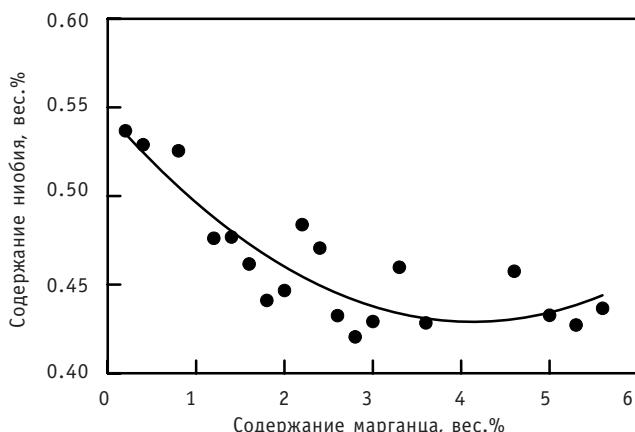


Рис. 4. Содержание ниобия в зависимости от содержания марганца для оптимизированных химических составов: ● – результаты компьютерного эксперимента; — — — расчет по уравнению (4)

зависимости от содержания В при двух значениях концентрации V. Из рис. 5 виден линейный рост прочности при повышении содержания бора. Увеличение содержания ванадия приводит к сдвигу этой прямой вверх на постоянную величину.

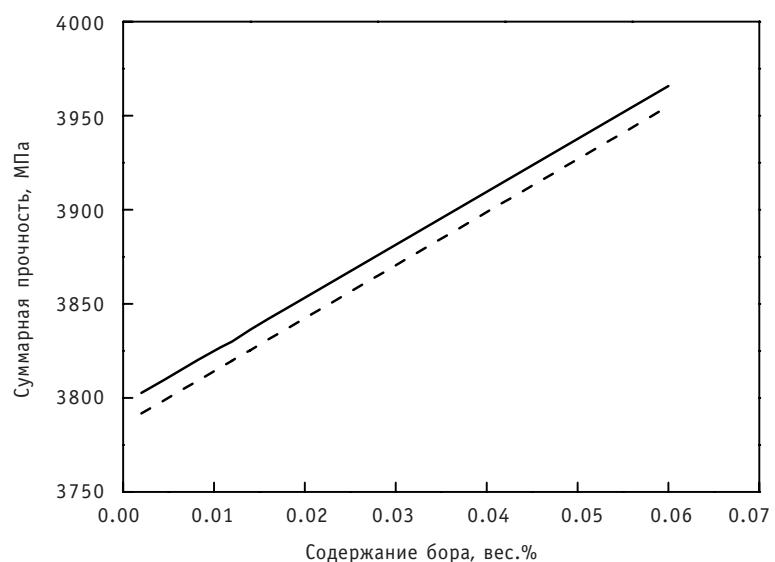


Рис. 5. Зависимость суммарной прочности ф/м стали от содержания бора при двух значениях содержания ванадия: — — — [V] = 0.7%; - - - [V] = 0.1%;

Для определения совместной зависимости суммарной прочности S от концентраций В и V был рассчитан регрессионный полином второго порядка в диапазонах изменения содержания  $0.1 \leq [V] \leq 0.7$  вес.% и  $0.004 \leq [B] \leq 0.7$  вес.%:

$$S, \text{МПа} = 3785 + 2598[B] + 16.9[V] + 8499[B][V] + 0.2[V]^2. \quad (5)$$

Интересно отметить, что введение дополнительного слагаемого в выражение (5) в виде произведения концентраций В и V не увеличило точность аппроксимации, что говорит об отсутствии кооперативного воздействия В и V на прочность. Согласно (5) практический интерес могут представлять 12%Cr ф/м стали с повышенным содержанием бора и ванадия.

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Компьютерные эксперименты показали, что определенным изменением химического состава можно дать существенное приращение прочности ф/м сталей с 12-процентным содержанием хрома при сохранении приемлемой пластичности.

В оптимизированных химических составах содержания некоторых легирующих элементов взаимосвязаны: так, увеличение содержания Mn приводит к пропорциональному уменьшению содержаний Mo и Nb. Заметим, что увеличение содержания Mn не выводит стали с повышенной прочностью из ф/м класса, т.к марганец расширяет  $\gamma$  – область железа, из которой происходит закалка на мартенсит.

Отметим, что вклад в увеличение прочности содержаний бора и ванадия является положительным, однако крайне незначительным.

**Работа выполнена при поддержке РФФИ (проекты № 08-08-13607 – офи\_ц и № 07-08-13642 – офи\_ц).**

## **Литература**

1. Ланская К.А. Высокохромистые жаропрочные стали. – М.: Металлургия, 1976.
2. Мескин В.С. Основы легирования стали. – М.: Металлургиздат, 1959.
3. Астафьев А.А., Марков С.И., Карк Г.С. Статистический анализ совместного влияния никеля, меди и фосфора на радиационное окрупчивание перлитных сталей//Атомная энергия. – 1977. – Т.42. – Вып.3. – С.187.
4. Khabarov V.S. et all. Microstructure, irradiation hardening and embitterment of 13Cr2MoNbVB ferritic-martensitic steel after neutron irradiation at low temperatures//Journal of Nuclear Materials. – 1996. – V. 233-237. – P.236.
5. Образцов С.М., Биржевой Г.А., Конобеев Ю.В., Соловьев В.А., Рачков В.И. Нейросетевая модификация стали ферритно-мартенситного класса ЭП-450 по критерию максимума прочности и пластичности//Перспективные материалы. – 2005. – №4. – С.14-19.
6. Вентцель Е.С. Исследование операций: задачи, принципы, методология. – М.: Наука, 1980.
7. Курс материаловедения.<http://ngo.sitc.ru/Grantwork/material/main.html>.

Поступила в редакцию 18.06.2008

## ABSTRACTS OF THE PAPERS

---

### УДК 621.039.5

*Method for Analysis of Serviceability of the Measuring System and Software for VVER-1000 In-Core Monitoring | R.R. Alyev, S.T. Leskin; Editorial board of journal «Izvestia vishikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 9 pages, 9 illustrations. – References, 2 titles.*

A method is presented which makes it possible to estimate the serviceability of the measuring system for in-core monitoring. The method also enables comparing the power density distribution of the VVER-1000 reactor core obtained with different software, as well as detecting unreliable readings of the power density detectors and identifying the core abnormal conditions. The method is used for analyzing in-core monitoring data at Kalinin NPP. Unreliable readings of the measuring system have been detected. Comparison of different versions of the in-core monitoring software has also been performed.

### УДК 621.039.58

*Analysis of Recent Human Reliability Analysis Methods at Nuclear Technologies | Yu.V. Volkov, A.V. Sobolev; Editorial board of journal «Izvestia vishikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 7 pages. – References, 11 titles.*

In paper consider challenges of modern techniques for human reliability analysis. The fallacy of way to develop methods HRA towards expansions of a list considered performance shaping factors that influencing to personnel performance is shown. Questions of developing of databases on occurrences at the NPP to obtain, on the basis of analysis this information, parameters necessary for performance PRA are mentioned, and also recommendations to organization of such systems are given. Possible classification of operators or crew errors is presented.

### УДК 621.039.5

*Automated Geometric Characteristic Inspection System of Graphite EGP-6 Reactor | A.I. Trofimov, S.I. Minin, M.G. Kalenishin, A.V. Nahabov; Editorial board of journal «Izvestia vishikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 4 pages, 5 illustrations. – References, 1 title.*

The paper presents the automated geometric characteristic inspection system of graphite EGP-6 reactor. System structure and sensor information handling algorithm are described.

### УДК 628.31

*Sorption Properties of New Type Alumosilicate Adsorbent | A.S. Shilina, V.K. Milunchuk; Editorial board of journal «Izvestia vishikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 7 pages, 5 illustrations, 1 table. – References, 5 titles.*

The structure and sorption properties of new type alumosilicate adsorbent was studied. The spesific area of the surface sorbent is equal about 700 m<sup>2</sup>/g, the dimensions of sorbent particles is equal from 2 to 20 mkm, the filled density of the sorbent powder is equal 0.3 g/cm<sup>3</sup>.The sorption capacity of the sorbent is equal by the cations (mg/g): calcium – 130, iron – 670, cobalt – 60, nickel – 100, lead – 40 and stroncium – 300. The sorbtional ability of sorbent keeps to 600°C.

### УДК 621.039.524.5

*Estimates of Lithium-6 and Helium-3 Nuclei Accumulation in Beryllium Blocks for the MIR Reactor Neutronic Analysis | V.V. Kalygin, A.P. Malkov, V.V. Pimenov, A.B. Ovchinnikov; Editorial board of Journal «Izvestia vishikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hight Schools. Nuclear power engineering). – Obninsk, 2008. – 7 pages, 5 illustrations. – References – 9 titles.*

Neutron irradiation causes reactions in beryllium blocks of the MIR reactor core that leads to an accumulation of <sup>3</sup>He and <sup>6</sup>Li nuclei in them, which have a large thermal neutron capture cross-section. The accumulation of a neutron absorber in the reactor moderator leads to changes in the most important physical characteristics, i.e. reactivity margin, control rod worth, reactivity effects,

and power redistribution. A software algorithm was developed and implemented for on-line  ${}^6\text{Li}$ ,  ${}^3\text{H}$  and  ${}^3\text{He}$  calculation in each beryllium block of the core. The algorithm enables a forecast of changes in  ${}^6\text{Li}$ ,  ${}^3\text{H}$ , and  ${}^3\text{He}$  concentrations during the reactor operation and shutdowns. The calculated concentrations of  ${}^6\text{Li}$ , and  ${}^3\text{He}$  nuclei are used for calculating neutronic characteristics of the MIR reactor using the MCU and BERCLI codes.

**УДК 621.039.526**

*Methods of Perturbation Theory in Calculations of Reactivity Effects* | A.M. Kuzmin, N.A. Pedan, D.N. Skorohodov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika*» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obrinsk, 2008. – 9 pages, 5 tables. – References, 12 titles.

The paper considers the numerical methods for determination of reactivity effects and their sensitivity factors to variations in technological parameters of nuclear reactors. The computational difficulties arising in use of these methods in numerical studies are also discussed. Capabilities of these methods are illustrated on examples of the problems related with influence of  ${}^{232}\text{Th}$  on void reactivity effect and with evaluating the effect errors caused by nuclear data uncertainties for fast reactor loaded with nitride fuel.

**УДК 621.039.52:615.849.1**

*Subcritical Systems for Neutron Capture Therapy* | Yu.A. Kurachenko, Yu.A. Kazansky, Eu.S. Matusevich; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika*» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obrinsk, 2008. – 10 pages, 6 illustrations, 3 tables. – References, 7 titles.

New class of facilities for neutron, and especially for neutron capture therapy (NCT), based on the deep subcritical systems background irradiation by high energy charged particles is supposed. The most promising two of them are picked out. Optimization of the beam removal block is performed in accordance with the NCT quality criteria. Alongside with the outlet flux characteristics forming and studying, the proper shielding is calculated and optimized as well as heat release in subcritical systems and their constituents. Safety and simplicity of the proposed facilities are displayed.

**УДК 621.039.51**

*Experiment-Calculated Activation Rate of Nickel Foils in the Reactor Hall of the BARS-6 Pulsed Reactor* | Yu.A. Kurachenko, Eu.S. Matusevich, Yu.A. Prokhorov, G.N. Fokin, P.A. Yakubov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika*» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obrinsk, 2008. – 8 pages, 6 illustrations. – References, 4 titles.

A concise description of the BARS-6 pulse reactor designed for laser and medicobiologic studies is done. The input models of two reactor cores are outlines for the MCNP and KASKAD codes. The coincident fission rates received with these codes are presented. The experimental and calculated data on nickel foil activation in the  ${}^{58}\text{Ni}$  ( $n,p$ )  ${}^{58}\text{Co}$  reaction are compared for a set of 16 detectors placed in a distance from 0 to 190 cm above the core centers. A good coordination of these data is demonstrated. Fast neutron spectra in the nearest and uttermost detectors are presented. A conclusion of input models and calculation data adequacy is postulated.

**УДК 621.039.54**

*The Neutron-Physical Analysis Of Perspective Fuel Cycles Of CANDU Reactors from Points of View of Natural Resources Utilization Effectiveness And Safety Indexes* | Min Min Soe, V.I. Naumov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika*» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obrinsk, 2008. – 9 pages, 5 tables. – References, 13 titles.

The paper addresses the topics of advanced fuel cycles in heavy water reactors CANDU types. The comparative analysis of some variants of perspective fuel cycles of CANDU type heavy water reactors from points of view of nuclear fuel utilization effectiveness and influence on safety indexes is carried out. The variants which are based on the usage of low-enriched uranium, mixed oxide (MOX) fuel, the combined fuel cycle on the basis of low-enriched uranium and thorium, and also a combined fuel cycle with a PWR reactors (DUPIC-technology) are considered. Changes of reactors properties, relating to the replacement of heavy water coolant by light water and an opportunity of reduction of need for

natural uranium at partial loading a reactor by thorium are analyzed. The high neutron economy of the CANDU reactor, its ability to be refuelled while operating at full power, its fuel channel design, and its simple fuel bundle provide an evolutionary path for allowing full exploitation of the energy potential of thorium fuel cycles in existing reactors. The open thorium fuel cycle in CANDU reactors provides an evolutionary approach to exploiting the energy potential of thorium. Use of the thorium fuel cycle in CANDU reactors ensures long-term supplies of nuclear fuel, using a proven, reliable reactor technology.

**УДК 539.1**

*The Determination of the average Charge in the Ion Chamber* | S.A. Morozov, D.M. Shvetsov, P. S. Shutov, S.S. Shutov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2008. – 6 pages, 2 tables. – References, 8 titles.

A method of the average charge measurements per neutron registration in the ion chamber has been described.

The method consists of two parts. The first part includes measurement of the average current and its spectral power density measurements. The second one consists in measurement of the amplitude spectrum in relative units.

In this article the algorithm of processing of experimental results with the purpose of calculation of an average charge per neutron registration is described. The method was used for KHT-25 chamber. The average charge is equal to  $(2,02 \pm 0,18) \cdot 10^{-13}$  C.

**УДК 621.039.542**

*Experimental Study of the Processes of Heat Exchange and Profiles of Temperature of the Flow of the Heavy Liquid Metal Heat-Transfer Agent* | A.V. Besnosov, O.O. Novozhilova, S.Yu. Savinov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2008. – 11 pages, 9 illustrations. – References, 6 titles.

In this article are presented results of the experimental studies of the heat exchange to the lead heat-transfer agent in the annular clearance in the circulation contour with the controlled and operated processes of mass exchange and mass transfer of the oxygen admixture. The studies have been carried out in the non-isothermal contour (in this article the results of the experiments received in the heat-extended experimental section (the imitator fuel element of the active zone) with the circulation of lead heat-transfer agent at a temperature 450–550°C, the average velocity of the heat-transfer agent 0.1 – 1.5 m/c, Pecllet number 500 – 6000 and average heat flow 50 – 160 kW/m<sup>2</sup>. The contents of the oxygen in different points of the sidebar was supported within the range of thermodynamic activity of the oxygen  $10^{-5} – 10^0$ . The oxygen content at different points of contour was supported in the range of the thermodynamic activity of oxygen  $10^{-5} – 10^0$ . Processes in the non-isothermal liquid-metal contour with the heating (the imitator of the fuel element of the active zone) experimental section simulate the dependence of the characteristics of heat exchange in the contour on the characteristics of the mass transfer of admixtures.

**УДК 621.039.5**

*Numerical Simulation of Velocity Distribution and Water Pressure in Reactor Model Setting* | I.A. Chusov, V.A. Sarkisov, Yu.S. Yuryev, D.V. Zaytsev; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2008. – 10 pages, 9 illustrations, 1 table. – References, 15 titles.

The velocity distribution, pressure in the header and the flowrates in working channels of two loops reactor plant hydraulic model were obtained in the paper based on three-dimensional numerical calculations. Calculations were carried out both for the standard operation mode and for case of the reduction of one of the feed water pumps delivery till the full shutdown. It was shown that it brings to the significant re-distribution of the flowrates in the channels. The analysis of the eddy zones in the lower header and in the downhole circular channel has been performed.

**УДК 621.039.5**

*Numerical Analysis of Influence Minor Geometrical Distortions of Flow-Through Part of the Hydraulic Model on Flowrates Distribution in Vessel-Type Reactor Working Channels* | I.A. Chusov, V.A. Sarkisov, A.P. Loobenskiy, Yu.S. Yuryev, D.V. Zaytsev; Editorial board of journal «*Izvestia vishikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2008. – 70 pages, 5 illustrations. – References, 11 titles.

The results of the numerical analysis of the stationary distribution of flowrates via the simulators of the working channels of the vessel-type reactor hydraulic model are provided. The analyses have been performed for the case of the core axis deviation from the axis of the reactor plant model vessel. The variants of the deviation to the 1st degree inclusively are provided. It was shown that the significant re-distribution of flowrates takes place in the channels simulators at minor declination angles. The hypothesis on the probable reasons of the eddy motion in the lower distribution header has been proposed.

**УДК 621.039.5+519.85**

*Direct Taking into account the Initial Data Uncertainty during Monte Carlo Calculations* | P.A. Androsenko, K.M. Kolganov; Editorial board of journal «*Izvestia vishikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2008. – 11 pages, 6 illustrations, 3 tables. – References, 6 titles.

The new method of taking into account the initial data uncertainty during Monte Carlo calculations is described. Distribution laws of initial data uncertainty are supposed to be specified and random values of initial parameters are simulated directly during Monte Carlo calculation. Possibilities of the suggested method are demonstrated by using model examples of integral calculations with nondistinct specified parameters. The problem is aimed at studying the uncertainty budget associated with the air kerma delivered by a simplified calibration beam which could be used for radiotherapy and radiation protection. This problem was suggested as an international test in the framework «Uncertainty Assessment in Computational Dosimetry – CONRAD» (A COordinated Network for RAdiation Dosimetry) for independent comparison of calculations which were to be made by various codes.

**УДК 519.28+621.039**

*Neural Network Experiments on Cross Influence of Alloying Elements on Mechanical Properties of 12 % Cr Ferritic-Martensitic Steels* | S.M. Obraztsov, G.A. Birzhevoy, Yu.V. Konobeev, V.I. Rachkov, V.A. Solovyev; Editorial board of journal «*Izvestia vishikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2008. – 6 pages, 5 illustrations, 1 table. – References, 7 titles.

A perspective strategy of development of ferritic-martensitic (F-M) steel with the high temperature strength for BN-800 reactor might be application of methods of the artificial intellect. In the present work results of computer experiments carried out using a neural network model are presented. In particular, calculations have shown, that an increase of manganese content together with the coordinated reduction of molybdenum and niobium contents may result in an increase of high temperature strength of F-M steels.

## НАШИ АВТОРЫ

**Алыев Р.Р.** – инженер Калининской АЭС. Окончил Обнинский государственный технический университет атомной энергетики (ИАТЭ) в 2006 г.

**Андросенко П.А.** – д.ф.-м.н., профессор, заведующий кафедрой информационно-компьютерных дисциплин ИАТЭ.

**Безносов А.В.** – д.т.н., профессор кафедры атомных тепловых станций и медицинской инженерии Нижегородского государственного технического университета (НГТУ). Тел.: 8-831-436-80-23; e-mail: beznosov@nntu.nnov.ru.

**Биржевой Г.А.** – к.т.н., старший научный сотрудник, начальник отдела Государственного Научного Центра Российской Федерации-Физико-энергетического института им. А.И. Лейпунского (ГНЦ РФ-ФЭИ), доцент кафедры «Материаловедение» ИАТЭ. Специалист в области радиационного материаловедения. Тел. раб. (48439) 9-89-32, E-mail: birzhevoy@ippe.ru.

**Волков Ю.В.** – д.т.н., профессор кафедры «Расчет и конструирование реакторов» ИАТЭ. Область научных интересов – разработка методов и обоснование безопасности реакторных установок различного назначения. Автор более 100 публикаций по этому направлению.

**Зайцев Д.В.** – аспирант ФГУП «Гидропресс». Начальник стенда. Область научных интересов – теоретическое и экспериментальное моделирование гидродинамических и теплофизических процессов в элементах ЯЭУ.

**Калыгин В.В.** – к.т.н., начальник отдела реакторных экспериментов ГНЦ РФ НИИАР. Окончил МИФИ в 1977 г. Область научных интересов: реакторная физика.

**Колганов К.М.** – аспирант ИАТЭ.

**Конобеев Ю.В.** – д.ф.-м.т., главный научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ, профессор кафедры «Материаловедение» ИАТЭ. Специалист в области физики радиационных повреждений. Тел. (48439) 9-82-11, e-mail: konobeev@ippe.ru.

**Кузьмин А.М.** – профессор кафедры «Теоретическая и экспериментальная физика ядерных реакторов» Московского-инженерно физического института (государственного университета) (МИФИ).

**Лескин С.Т.** – д.т.н., профессор, зав. кафедрой оборудования и эксплуатации ЯЭУ. Область научных интересов – диагностика оборудования АЭС по данным внутриреакторного контроля.

**Лубенский А.П.** – студент-дипломник кафедры «Теплофизика» ИАТЭ. Область научных интересов – теоретическое и экспериментальное моделирование гидродинамических и теплофизических процессов в элементах ЯЭУ.

**Малков А.П.** – к.т.н., начальник отдела ядерной безопасности ГНЦ РФ НИИАР. Окончил Уральский политехнический институт в 1985 г. Область научных интересов: реакторная физика.

**Милинчук В.К.** – д.х.н., профессор, почетный доктор наук ИАТЭ, зав. кафедрой общей и специальной химии ИАТЭ, окончил МГУ им. М.В. Ломоносова. Область научных интересов – радиационная, фоторадиационная химия, водородная энергетика.

**Мин Мин Со** – аспирант кафедры «Теоретическая и экспериментальная физика ядерных реакторов» МИФИ.

**Морозов С.А.** – д.т.н., начальник отдела ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – техническая диагностика ядерных установок, статистические методы исследований.

**Наумов В.И.** – к.ф.-м.н., профессор МИФИ. Тел. 8-916-089-13-31.

**Новожилова О.О.** – аспирант кафедры атомных тепловых станций и медицинской инженерии НГТУ.

**Образцов С.М.** – к.ф.-м.н., ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Специалист в области прикладной математики. Тел. (48439) 9-52-19, Fax: (48439) 9-85-82, E-mail: obsm@ippe.ru.

**Овчинников А.Б.** – научный сотрудник ГНЦ РФ НИИАР. Окончил Томский политехнический институт в 1994 г. Область научных интересов – реакторная физика.

**Педан Н.А.** – инженер РНЦ «Курчатовский институт».

**Пименов В.В.** – к.т.н., с.н.с. ГНЦ РФ НИИАР. Окончил Куйбышевский университет в 1974 г. Область научных интересов – реакторная физика.

**Рачков В.И.** – д.т.н., начальник управления атомной науки и техники Росатома, профессор кафедры теплоэнергетических установок МГОУ. Специалист в области безопасности ЯЭУ. Тел. (8495) 951-86-87.

**Савинов С.Ю.** – аспирант кафедры атомных тепловых станций и медицинской инженерии НГТУ.

**Саркисов В.А.** – студент-дипломник кафедры «Теплофизика» ИАТЭ. Область научных инте-

ресов – теоретическое и экспериментальное моделирование теоретическое и экспериментальное моделирование гидродинамических и теплофизических процессов в элементах ЯЭУ.

**Скороходов Д.Н.** – инженер РНЦ «Курчатовский институт».

**Соболев А.В.** – аспирант кафедры «Расчет и конструирование реакторов». Область научных интересов – разработка методов количествен-

ного анализа статистических данных по эксплуатации ядерных энергоблоков.

**Соловьев В.А.** – старший научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Специалист в области радиационного материаловедения. Тел. (48439) 9-80-92.

**Чусов И.А.** – к.т.н., доцент кафедры «Теплофизика» ИАТЭ. Область научных интересов – теоретическое и экспериментальное моделирование гидродинамических и теплофизических процессов в элементах ЯЭУ.

## OUR AUTHORS

**Alyev R.R.** – engineer of the Kalinin NPP. Graduated from the Odninsk State Technical University for Nuclear Power Engineering (INPE) in 2006. Scientific interests – VVER-1000 in-core analysis based on in-core monitoring data.

**Androsenko P.A.** – Dr.Sci (Phys.-Math.), Professor, Head of Computer Science Department of the INPE.

**Beznosov A.V.** – Dr.Sci. (Engineering), Professor of the Nuclear Heating Plants and Medical Engineering Department of the Nizhny Novgorod State Technical University (NSTU).

**Birzhevoy G.A.** – Cand. Sci. (Engineering), Senior Researcher, Head of Division of the State Scientific Center of the Russian Federation – The Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leipunsky (SSC RF-IPPE), Senior lecturer of the «Material Science» Department of the INPE. Scientific interests – effects of radiation on materials. Tel.: (48439) 98932 (office), e-mail: birzhevoy@ippe.ru.

**Chusov I.A.** – Cand. Sci. (Engineering), Associate Professor of Thermal Physics Department of INPE. Scientific interests – theoretical and experimental modeling of hydraulic and thermal physics processes in NPPs elements.

**Kalygin V.V.** – Cand. Sci. (Engineering), head of the department for the reactor experiments of the SSC RF RIAR. Graduated from MEPhI in 1977. Scientific interests: Reactor Physics.

**Kolganov K.M.** – post-graduate student f the INPE.

**Konobeev Yu.V.** – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Chief Researcher of the SSC RF-IPPE, Professor of the «Material Science» Department of the INPE. Scientific interests – radiation damage physics

**Kuzmin A.M.** – Professor of the Department of Theoretical and Experimental Physics of Nuclear Reactors of the Moscow Engineering Physics Institute (State University) (MEPhI).

**Leskin S.T.** – Dr. Sci. (Engineering), Head of the Department for NPP Operation and Equipment of the Odninsk State Technical University for Nuclear Power Engineering. Scientific interests – diagnostics of NPP equipment based on routine technological monitoring data.

**Loubenskiy A.P.** – student of thermal physics department of the INPE. Scientific interests – theoretical and experimental modeling of hydraulic and thermal physics processes in NPPs elements.

**Malkov A.P.** – Cand. Sci. (Engineering), Head of the Nuclear Safety department of the SSC RF RIAR. Graduated from the Ural Politechnical Institut in 1985. Scientific interests – reactor physics.

**Milinchuk V.K.** – Dr. Sci. (Chemistry), Professor, Head of the Common and Spesial Chemistry department of the INPE. Graduated from the Moscow State University. Scientific interest – radiation chemistry, photoradiation chemistry, hydrogen energy.

**Min Min So** – post-graduate student of the Department of Theoretical and Experimental Physics of Nuclear Reactors of the MEPhI.

**Morozov S.A.** – Dr.Sci. (Engineering), Head of Department of the Technical Diagnostic of the SSC RF-IPPE. Scientific interests – technical diagnostic of power plants, statistical method of investigation.

**Naumov V.I.** – Cand.Sci. (Phys.-Math.), Professor of the MEPhI.

**Novozhilova O.O.** – post-graduated student of the Nuclear Heating Plants and Medical Engineering Department of the NSTU.

**Obraztsov S.M.** – Cand. Sci. (Phys.Math.), Leading Researcher of the SSC RF-IPPE. Scientific interests – applied mathematics. Tel.: (48439) 95219 (office). E-mail: obsm@ippe.ru.

**Ovchinnikov A.B.** – researcher of the SSC RF RIAR. Graduated from Tomsk Politechnical Institut in 1994. Scientific interests – reactor physics.

**Pedan N.A.** – engineer of the «Kurchatov Institute».

**Pimenov V.V.** – Cand. Sci. (Engineering), the senior researcher of the SSC RF RIAR. Graduated from the Kuibyshev University in 1974. Scientific interests – reactor physics.

**Rachkov V.I.** – Dr. Sci.(Engineering), Head of Department for Atomic Science and Engineering of the RosAtom, Professor of the «Thermal Energy Facilities» Department in the Moscow State Regional University. Scientific interests – safety of nuclear energy systems. Tel.: (8495)951-86-87 (office).

**Sarkisov V.A.** – student of Thermal Physics Department of the INPE. Scientific interests – theoretical and experimental modeling of hydraulic and thermal physics processes in NPPs elements.

**Savinov S.Yu.** – post-graduated student of the Nuclear Heating Plants and Medical Engineering Department of the NSTU.

**Shilina A.S.** – Competitor of the Common and Spesial Chemistry of the INPE.

**Shutov P.S.** – engineer of the first category of the Technical Diagnostic Laboratory, SSC RF-IPPE. Scientific interests – experimental data

analysis, statistical methods for nuclear power plants research.

**Shutov S.S.** – Head of the Bureau of the Technical Diagnostic Laboratory, SSC RF-IPPE. Scientific interests – experimental physics and engineering of nuclear power plants, experimental result analysis.

**Shvetsov D.M.** – Cand. Sci. (Phis.-Math), leading researcher of the SSC RF-IPPE. Scientific interests – methods of experimental data analysis, technical diagnostic.

**Skorohodov D.N.** – engineer of the «Kurchatov Institute».

**Sobolev A.V.** – post-graduate student of the Reactor Physics and Designing Department of the OINPE. Scientific interests: development of methods to perform quantitative analysis of statistical data on operation at nuclear installations.

**Solovyev V.A.** – Senior Researcher of the SSC RF-IPPE. Scientific interests – effects of radiation on materials. Tel.: (48439) 98092 (office).

**Volkov Yu.V.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the Reactor Physics and Designing Department of the OINPE. Scientific interests: development of methods and substantiation of safety to various nuclear installations. Author more than 100 publications in this direction.

**Yuryev Yu.S.** – Dr. Sci. (Engineering), professor of Russian State Scientific Center-Institute of Physical Power Engineering (IPPE). Scientific interests – modeling of processes in NPP.

**Zaytsev D.V.** – post graduate student of FSUE «Gidropress». Chief of facility. Scientific interests – theoretical and experimental modeling of hydraulic and thermal physics processes in NPPs elements.

# ПРАВИЛА ОФОРМЛЕНИЯ РУКОПИСЕЙ (АВТОРСКИХ ОРИГИНАЛОВ)

## УВАЖАЕМЫЕ АВТОРЫ!

Журнал «Известия вузов. Ядерная энергетика» входит в Перечень ведущих рецензируемых научных журналов и изданий, в которых должны быть опубликованы основные научные результаты диссертации на соискание ученой степени доктора и кандидата наук.

В связи с этим редакция журнала сообщает авторам новые требования к оформлению рукописей.

1. Рукописи статей направляются в редакцию по рекомендации кафедр вузов или НТС отделов и должны содержать экспертное заключение о возможности опубликования и **подписанный каждым автором лицензионный договор**; текст договора размещен на сайте журнала <http://www.iate.obninsk.ru/journal/rule.html>.

2. Объем статей не должен превышать 10 страниц текста. К печатному варианту статьи следует приложить электронный вариант, выполненный в MS Word.

3. Рукопись статьи должна содержать УДК, аннотацию, ключевые слова, фамилии, имена и отчества авторов, их ученую степень и должность, полное указание места работы и контактную информацию.

Заголовок статьи, аннотация, ключевые слова, сведения об авторах должны быть на русском и английском языках.

4. Математические формулы рекомендуется приводить только необходимые для понимания существа вопроса.

5. Статьи можно иллюстрировать рисунками, фотографиями и чертежами, однако не более восьми на статью. Обязательно в тексте статьи давать ссылки на рисунки, причем обозначения в тексте должны строго соответствовать обозначениям на рисунках. Каждый чертеж и фотография должны иметь порядковый номер в тексте и подпись.

6. Единицы физических величин следует приводить в Международной системе единиц (СИ).

7. В табличном материале следует обозначить единицы физических величин; громоздких таблиц избегать.

8. В каждой статье должны быть пристатейные библиографические списки, оформленные по ГОСТ 7.1-2003 (до введения в оборот нового ГОСТа (сентябрь 2008)).

9. В журнале печатаются только те статьи, которые нигде не опубликованы и не переданы в редакции других журналов.

*При несоблюдении настоящих требований статьи возвращаются авторам без рассмотрения.*

Материалы для журнала направлять по адресу: 249030 г.Обнинск Калужской обл., Студгородок, 1.  
Редакция журнала «Известия вузов. Ядерная энергетика». E-mail: [rio@iate.obninsk.ru](mailto:rio@iate.obninsk.ru)