

БЕЗОПАСНОСТЬ,  
НАДЕЖНОСТЬ И  
ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

<i>П.А. Белоусов, А.О. Скоморохов</i>	
Разработка и применение методов обнаружения изменения свойств и прогнозирования временных рядов в задачах диагностирования АЭС .....	3
<i>Ю.В. Волков, Д.С. Самохин</i>	
Нечетко вероятностные модели в оценках показателей надежности оборудования реакторных установок .....	12
<i>В.С. Окунев</i>	
Использование метода смещенного идеала для решения некоторых прикладных задач, связанных с проектированием и обоснованием безопасности ЯЭУ .....	24

ФИЗИКА И ТЕХНИКА  
РЕАКТОРОВ

<i>В.А. Грабежной, В.А. Дулин, В.В. Дулин, Г.М. Михайлов</i>	
К вопросу определения умножения нейтронов в глубоко подкритических системах .....	34
<i>А.В. Корзунин, С.А. Субботин</i>	
Расчетный анализ активации оболочки твэла реактора типа ВВЭР .....	43
<i>Ю.М. Мартirosян</i>	
Моделирование многочастичной предравновесной эмиссии нуклонов .....	48
<i>Ю.М. Мартirosян</i>	
Расчет спектров многочастичной предравновесной эмиссии .....	54
<i>Г.Б. Усынин, А.А. Кравченко</i>	
Сравнение кассетно-стержневой и шаро-насыпной активных зон РБН с натриевым теплоносителем .....	60
<i>В.В. Шидловский, П.М. Гаврилов, А.А. Цыганов, А.Г. Кохомский, В.Б. Чуканов, М.В. Антоненко, И.В. Шаманин, В.Н. Нестеров</i>	
Система контроля подкритичности промышленного уран-графитового реактора: результаты испытаний .....	69

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ  
И РАДИОАКТИВНЫЕ  
ОТХОДЫ

<i>О.Б. Дугинов</i>	
Расчет остаточного энерговыделения в отработавшем ядерном топливе и радиоактивных отходах .....	76

ТЕПЛОФИЗИКА И  
ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

<i>А.В. Безносов, А.А. Молодцов, А.В. Семенов, А.В. Назаров, С.Ю. Савинов, О.О. Кудрин, В.И. Рачков</i>	
Теплоотдача от свинцового теплоносителя к продольно обтекаемой трубе .....	83
<i>С.М. Дмитриев, А.А. Кокурин, Д.Г. Кресов, А.В. Куприянов</i>	
Некоторые результаты экспериментальных исследований кризиса теплоотдачи при низких и отрицательных расходах теплоносителя ...	91

ПРИМЕНЕНИЕ  
ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ  
И СРЕДСТВ

<i>В.М. Петриев, М.Ю. Орлов</i>	
Радионуклидные примеси в $^{166}\text{Ho}$ -микросферах альбумина, образующиеся при облучении тепловыми нейtronами .....	97

## CONTENTS

---

### SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

<i>A.O. Skomorokhov, P.A. Belousov</i>	
Development and Application of Methods for Property Change	
Discovery and Time Series Forecasting in NPP Diagnostics Problems .....	3
<i>Y.V. Volkov, D.S. Samokhin</i>	
Fuzzy Probability Models for Estimating Reliability Indicators	
for NPP Equipment .....	12
<i>V.S. Okunev</i>	
The Method of the Displaced Ideal Utilization for Solution	
of the Some Applied Problems Concerned with Designing	
and Safety Substantiation of the NPP .....	24

---

### REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

<i>V.A. Grabezhnoj, V.A. Doulin, V.V. Doulin, G.M. Mihailov</i>	
On the Problem of Neutron Multiplying in the Deep Sub-Criticality	
Media .....	34
<i>A.V. Korzunin, S.A. Subbotin</i>	
Calculated Analysis of WWER Type Fuel Cladding .....	43
<i>J.M. Martirosyan</i>	
Modeling of the Multiparticle Preequilibrium Nucleon Emission .....	48
<i>J.M. Martirosyan</i>	
Calculation of Multiparticle Preequilibrium Emission Spectra .....	54
<i>G.B. Usynin, A.A. Kravchenko</i>	
Comparison of Ball-Poured Core with Pin-Holder Core	
of the Sodium-Cooled Fast Reactor .....	60
<i>V.V. Shidlovskiy, P.M. Gavrilov, A.A. Thiganov, A.G. Kohomskij,</i>	
<i>V.B. Chukanov, M.V. Antonenko, I.V. Shamanin, V.N. Nesterov</i>	
The System of Monitoring of the Under-Critical Condition	
of the Industrial Uranium-Graphite Reactor: the Results of Tests .....	69

---

### FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

<i>O.B. Duginov</i>	
Calculation of the Decay Power in Used Fuel and Radioactive Waste	
Products .....	76

---

### THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

<i>A.V. Beznosov, A.A. Molodtsov, A.V. Semyonov, A.V. Nazarov, S.U. Savinov,</i>	
<i>O.O. Kudrin, V.I. Rachkov</i>	
Heat Emission From Lead Heat-Transfer to Longitudinal	
Circulated Pipe .....	83
<i>S.M. Dmitriev, A.A. Kokurin, D.G. Kresov, A.V. Kuprijanov</i>	
Some Results of Experimental Investigations of Boiling Crisis	
at the Low and Negative Coolant Discharge .....	91

---

### APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND MEANS

<i>V.M. Petrev, M.Yu. Orlov</i>	
Radionuclide Impurities in Albumin $^{166}\text{Ho}$ -Microspheres	
Irradiated by Thermal Neutrons .....	97

---

# РАЗРАБОТКА И ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДОВ ОБНАРУЖЕНИЯ ИЗМЕНЕНИЯ СВОЙСТВ И ПРОГНОЗИРОВАНИЯ ВРЕМЕННЫХ РЯДОВ В ЗАДАЧАХ ДИАГНОСТИРОВАНИЯ АЭС\*

**П.А. Белоусов, А.О. Скоморохов**

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



В данной статье представлен краткий обзор методов и алгоритмов, которые эффективно применяются при решении задач, связанных с разработкой систем управления потоками данных. Такие системы используют так называемые динамические базы данных и направлены на обработку потоков данных в режиме реального времени. Авторами предлагается использовать такую технологию при разработке систем диагностирования.

## ВВЕДЕНИЕ

Обнаружение изменения свойств временных рядов и прогнозирование процессов относятся к классическим задачам технической диагностики. Традиционно используемыми методами являются различные типы контрольных карт, корреляционный и спектральный анализ, авторегрессия и экспоненциальное сглаживание. Вместе с тем, сложность реальных процессов, их нелинейность и нестационарность, статистическая зависимость сигнала и помех, негауссовское распределение шумов приводят к постоянному появлению новых методов и алгоритмов анализа.

Для обнаружения изменений и прогнозирования временных рядов в последние годы перспективными направлениями признаны нейронные сети различного типа, анализ независимых компонент и вейвлет-анализ. Эти методы допускают как раздельное, так и совместное применение. В последнем случае результаты анализа независимых компонент или вейвлет-анализа используются как обобщенные признаки при обучении нейронной сети.

Современные системы диагностирования АЭС призваны непрерывно выполнять в реальном времени наблюдение и анализ сотен сигналов (временных рядов). Наряду с вычислением индивидуальных статистических характеристик каждого сигнала, необходим анализ их взаимных корреляций, в том числе с учетом запаздываний. Отдельной важной проблемой является разработка специализированных

© П.А. Белоусов, А.О. Скоморохов, 2006

\* Доклад представлен на IX Международной конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров» (г. Обнинск, 24-28 октября 2005 г.)

баз данных временных рядов, позволяющих эффективно работать в реальном времени с большим объемом динамической информации. Традиционные подходы, с ростом числа сигналов и частоты поступления данных, быстро упираются в технические ограничения по памяти системы и не позволяют проводить обработку в режиме реального времени.

### **СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ ПОТОКАМИ ДАННЫХ**

Для преодоления указанных выше затруднений, в последние годы активно развивается технология мониторинга и обработки потоков данных (TOPD) в так называемых системах управления потоками данных (Data Stream Management Systems – DSMS). TOPD показала свои преимущества, например, в системах мониторинга параметров космических кораблей (20000 датчиков, опрашиваемых ежесекундно) и в системах торговли ценными бумагами (100000 сделок контролируются ежесекундно)[2].

Для того, чтобы работа систем была достаточно эффективной, какую бы они не использовали логическую модель, системы управления потоками данных [3] должны удовлетворять следующим свойствам:

- обновление данных должно осуществляться через добавление новых элементов (с относительно редким исправлением предыдущих данных);
- запросы (скользящие средние значения, стандартные отклонения и корреляция) должны обрабатывать данные как последовательности, а не как наборы данных;
- запросы должны обрабатывать данные как бесконечный поток, поскольку полный поток данных никогда нельзя получить полностью;
- желательными являются однопроходные алгоритмы;
- интерпретация должна быть главным образом качественной, т.к. в данном случае для увеличения быстродействия приемлема некоторая потеря в точности.

Чтобы система обладала вышеперечисленными свойствами, была эффективной и производительной, в ней должны быть использованы методы сокращения данных, методы индексирования и методы преобразования временных рядов.

Поскольку временные ряды являются наблюдениями, сделанными последовательно, то отношение между последовательными элементами ряда дает возможность сокращать размер данных без существенной потери информации. Сокращение данных часто является первым шагом, чтобы охватить весь массив данных временных рядов и получить их краткий обзор. «Быстрый и грубый» анализ по кратко изложенным данным может помочь определить период времени с необычным поведением данных. Более точное исследование таких данных может помочь выбрать направление основного анализа.

На данный момент существует большое количество методов сокращения временных рядов. Классическим методом сокращения данных является дискретное преобразование Фурье [4, 5, 6]. Все большую популярность приобретают такие методы, как вейвлет-преобразования [7, 8] и сингулярное разложение, основанное на традиционном анализе главных компонент [9]. Также в этой области представляется очень перспективным метод случайного проектирования (Random projection)[10].

Чтобы выбор метода сокращения данных для имеющегося в наличие временного ряда был наиболее эффективным, пользуются деревом решений, которое представлено на рис. 1ревом принятия решения имеющихся в наличии временных рядов.

Используя только коэффициенты преобразования, которые содержат максимум информации, необходимо избегать бессмысленного грубого сканирования дан-

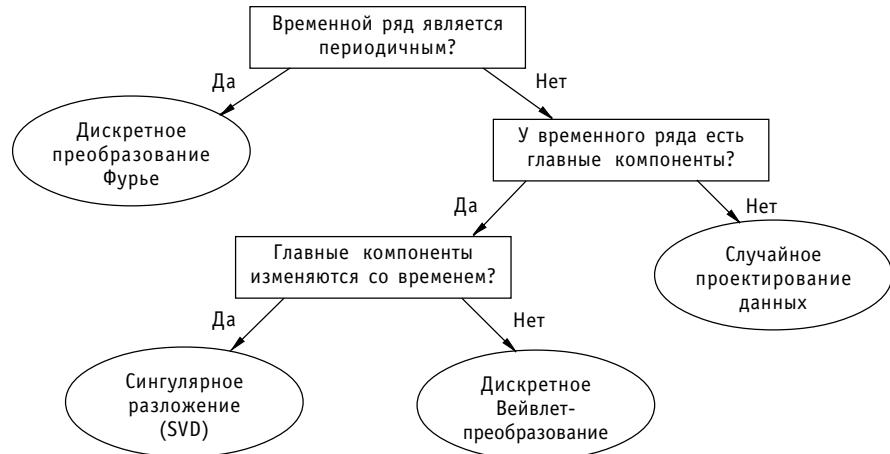


Рис.1. Дерево решений для выбора наилучшего метода сокращения данных

ных. Методы индексирования дают возможность организовать данные так, чтобы можно было быстро найти данные с интересующими нас свойствами и организуют данные, в некотором отношении так, чтобы оценка (*Ввода/Вывода*) могла быть существенно уменьшена. Самым простым и часто используемым методом является метод индексирования *B-tree* [16]. Этот метод использует одномерную индексную структуру. Чтобы проиндексировать временные ряды, которые мы представляем точкой в многомерном пространстве, мы должны использовать методы, которые могут работать в таких пространствах. К ним относятся методы *KD-B-tree* [11,12], *R-tree*[13,14,15] и *Grid File* [16].

Для выбора наилучшего метода индексирования данных пользуются деревом принятия решений, которое представлено на рис. 2.

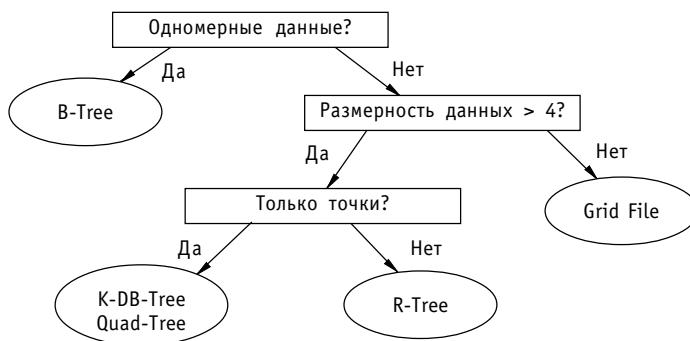


Рис.2. Дерево решений для выбора наилучшего метода индексирования

Чтобы проверить соответствие временного ряда некоторой модели, необходимо уметь сравнивать временные ряды как во времени, так и в различных независимых единицах измерения. При визуальном сравнении двух временных рядов не обращают внимания, в каких единицах и в течение какого времени измерялись эти ряды. В этом случае для сравнения используют их форму. Чтобы сравнить ряды с одинаковой формой, необходимо использовать такие операции преобразования данных, как сдвиг и масштабирование амплитуды временного ряда, сдвиги и масштабирование по времени [16], а также динамическое временное сжатие времен-

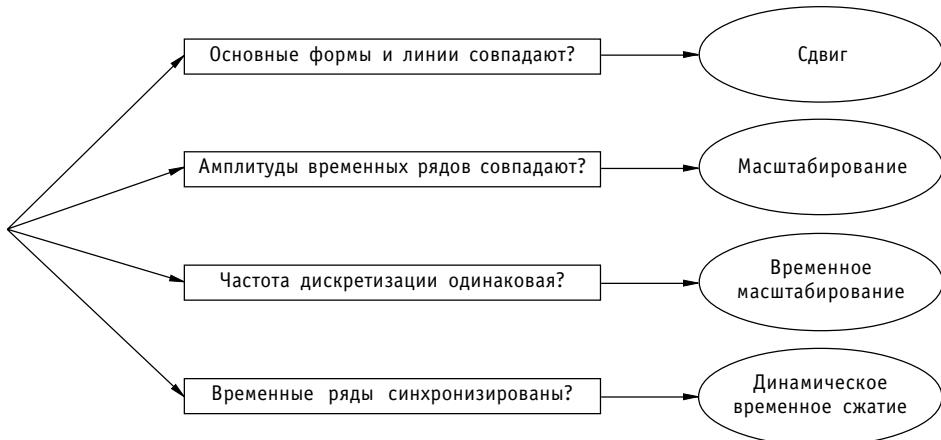


Рис. 3. Дерево решений для выбора преобразования временных рядов

ных рядов [17, 18, 19], которое необходимо применять в тех случаях, когда частота дискретизации может изменяться с течением времени.

Выбрать наилучший метод преобразования рядов поможет дерево решений на рис. 3.

Совместное применение методов сокращения данных, методов индексирования и преобразования дает возможность разрабатывать высокоэффективные системы обработки потоков данных, которые уже зарекомендовали себя в различных областях человеческой деятельности. В данной статье впервые предлагается применить данную технологию для обработки потоков данных с различных систем технической диагностики.

### **ПРИМЕНЕНИЯ ТЕХНОЛОГИИ ОБРАБОТКИ ДАННЫХ ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ ТЕХНИЧЕСКОЙ ДИАГНОСТИКИ**

Контроль оборудования АЭС в режиме реального времени является актуальной и важной задачей при разработке систем диагностирования. Существующие на данный момент системы не имеют современного качественного и эффективного программного обеспечения для автоматизированного анализа данных. В основном решается только задача сокращения большого объема информации, поступающей с нескольких десятков или сотен датчиков, с последующей записью данных на какой-нибудь носитель информации.

Часто анализ данных производится в автономном режиме “вручную” с помощью различных графиков. Сложность реальных процессов не позволяет использовать в режиме реального времени громоздкие в вычислительном плане классические подходы. Неправильный выбор методов и алгоритмов обработки информации приводит к тому, что дорогостоящая система становится бесполезной при ее эксплуатации, т.к. оператору просто невозможно обработать огромное количество информации и сделать правильное заключение.

Применение ТОПД для стационарных и переносных систем, обрабатывающих данные как в режиме реального времени, так и в автономном режиме, дает возможность увеличить скорость обработки данных в несколько раз. В основном задачи, которые необходимо решать при разработке алгоритмов обработки данных для систем технической диагностики, возникают схожие. Одной из таких задач может быть задача обнаружения потоков, у которых в течение некоторого периода времени изменяются свойства (анализ каждого потока отдельно), и потоков, которые имеют одинаковые свойства (анализ взаимосвязей). Например, на рис. 4 схематично показаны потоки данных  $S_1, S_2, S_3 \dots, S_n$ . Квадратиками обозна-

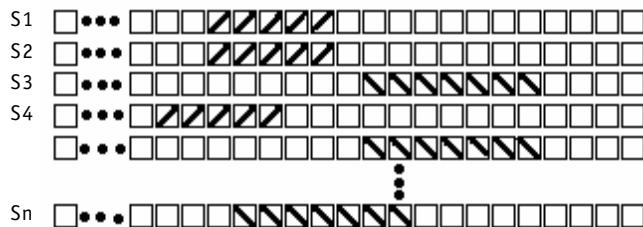


Рис. 4. Схематичное изображение потоков данных

чены элементы потока. Последовательность закрашенных перечеркнутых элементов указывает на изменение свойств потока в течение некоторого времени. Из рис. 4 видно, что потоки могут коррелировать как в одно и то же время в течение определенного периода (S<sub>1</sub>, S<sub>2</sub>), так и с запаздыванием (S<sub>1</sub> и S<sub>4</sub>). Периоды, в течение которых потоки коррелируют, также могут быть разными, например, как периоды для потоков (S<sub>1</sub>, S<sub>2</sub>) и (S<sub>3</sub>, S<sub>n</sub>).

Чтобы разработать алгоритмы быстрого поиска коррелирующих областей потоков, необходимо воспользоваться следующими свойствами:

**Свойство 1.** Ортогональные преобразования, используемые для сокращения размерности данных, сохраняют евклидово расстояние между двумя последовательностями  $x$  и  $y$ :

$$d(x, y) = d(X, Y),$$

где  $x, y$  – исходные данные,  $X, Y$  – преобразованные данные.

**Свойство 2.** Коэффициент корреляции двух временных рядов  $x=x_1, x_2, \dots, x_w$  и  $y=y_1, y_2, \dots, y_w$  есть

$$\text{corr}(x, y) = 1 - \frac{1}{2} d^2(\hat{x}, \hat{y}) = 1 - \frac{1}{2} d^2(\hat{X}, \hat{Y}),$$

где  $d(\hat{x}, \hat{y})$  – евклидово расстояние между нормализованными рядами  $\hat{x}$  и  $\hat{y}$ .

$$\hat{x}_i = \frac{x_i - \bar{x}}{\sigma_x}, \quad i = 1, 2, \dots, w, \quad \sigma_x = \sqrt{\sum_{i=1}^w (x_i - \bar{x})^2}.$$

**Свойство 3.** Первые коэффициенты, например, преобразования Фурье, содержат большую часть информации о временном ряде и с помощью этих коэффициентов можно восстановить основную форму ряда, как показано на рис. 5.

**Свойство 4.** Точность нахождения коэффициента корреляции (используя свойство 2) будет нелинейной зависимостью от числа используемых коэффициентов преобразования. Например, для ДПФ эта зависимость показана на рис. 6.

Исследование примеров применения ТОПД показало (рис. 7), что при одном и том же времени  $T$ , необходимом для обработки  $N$  потоков данных, прямой и точный подход в несколько раз уступает технологии обработки потоков данных (DSMS). При увеличении времени  $T$ , число потоков  $N$ , обрабатываемых с помощью систем DSMS, нелинейно увеличивается по сравнению с точным методом.

Посредством применения ТОПД можно решить большинство задач технической диагностики, для которых критичным является время обработки информации. Одной из самых важных задач диагностики ЯЭУ является проблема обнаружения разгерметизации трубопроводов первого контура, т.к. выход активной воды (теплоносителя) может привести к очень серьезным последствиям. Важной причиной разгерметизации трубопроводов является появление в них дефектов различного

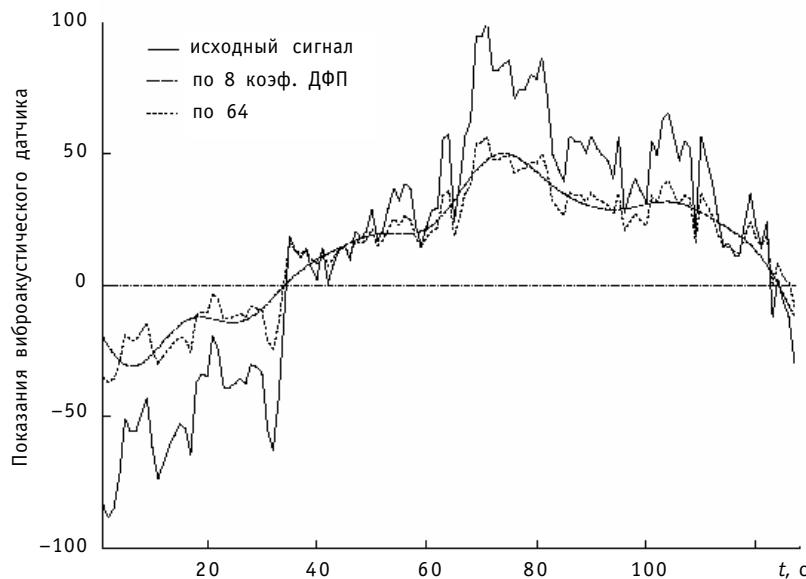


Рис. 5. Восстановление временного ряда, состоящего из 128 точек, с помощью 8 и 64 коэффициентов ДПФ

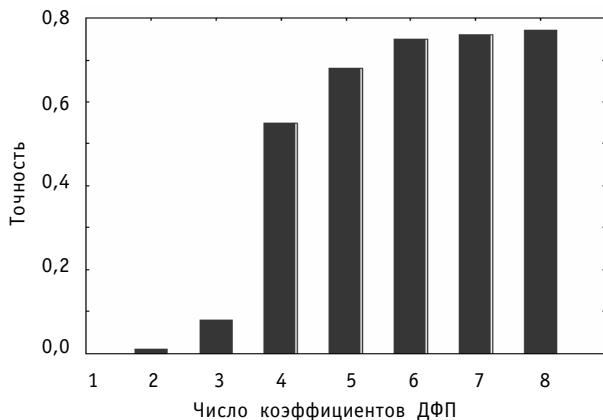


Рис. 6. Зависимость точности вычисления корреляции от числа коэффициентов ДПФ

типа, которые в процессе эксплуатации могут стать сквозными трещинами. Рассмотрим системы, которые применяются на АЭС для предотвращения таких аварий, и применимость ТОПД для повышения эффективности их работы.

Одним из факторов, влияющих на появление трещин, является нахождение различных посторонних предметов в теплоносителе первого контура. Удары тяжелых предметов о стенки трубопроводов приводят к возникновению дефектов. Выявлением такого рода аномалий занимаются системы контроля свободных и слабозакрепленных частей, которые разрабатываются и уже используются на АЭС. Для таких систем необходимы алгоритмы, которые в режиме реального времени отслеживали бы высококоррелированные участки временных рядов с учетом запаздывания для выявления моментов ударов предметов о стенки трубопроводов. Вычислив время задержки корреляций, можно определить место расположения слабозакрепленного объекта. Определив частоту излучения звукового сигнала и используя для сокращения размерности данных ДФП [2], мы можем определить массу предмета [22]. На данный момент до сих пор не разработан эффективный алго-

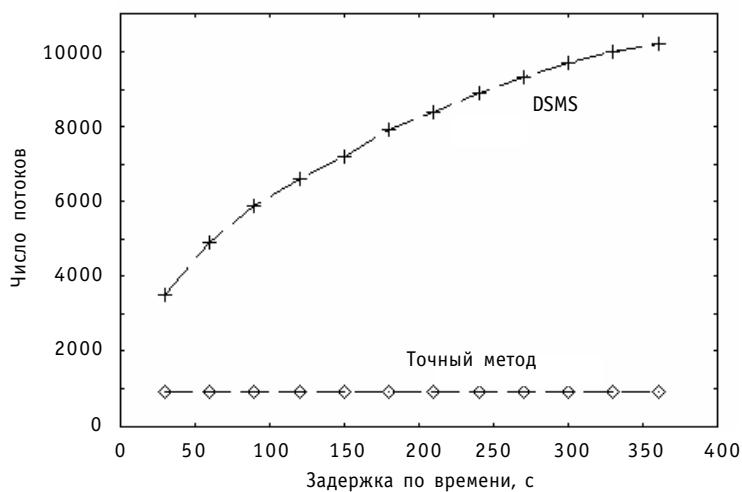


Рис. 7. Зависимость числа потоков, обрабатываемых алгоритмами, от времени, затрачиваемого на вычисления

ритм обработки потоков данных. По этому направлению ведутся разработки как в России (центр диагностики ДИАПРОМ [1]), так и за рубежом, например, фирмой SIEMENS. Для исследования применимости ТОПД были взяты данные с системы KUS, разработанной последней фирмой и установленной на Нововоронежской АЭС [25].

Для предотвращения развития дефектов и их выявления применяются неразрушающие методы контроля для мониторинга состояния трубопроводов АЭС. Эти методы направлены на выявление различного типа дефектов, как при монтаже, так и во время эксплуатации трубопроводов. Одним из основных и перспективных методов является ультразвуковой метод. На основе этого метода разрабатываются автоматические системы ультразвукового контроля. Разработка таких систем необходима для улучшения выявляемости дефектов и уменьшения времени контроля сварных соединений трубопроводов АЭС. Так, например, на одном только блоке АЭС с реактором РБМК-1000 может быть несколько тысяч сварных соединений, которые должны ежегодно контролироваться. Сделать это ручными системами просто невозможно и невыгодно. В настоящее время для контроля трубопроводов Ду-300 на АЭС с реакторами типа РБМК используются две системы ультразвукового контроля: АВГУР, разработанная компанией ЭхоТ [23], и система полуавтоматического ультразвукового контроля (ПУЗК), разработанная специалистами ИЦД НИКИЭТ.

Чтобы повысить эффективность системы ПУЗК и ускорить работу оператора, было принято решение разработать автоматизированную систему анализа данных результатов УЗК. При разработке этой системы был применен алгоритм обработки данных с применением ТОПД [20, 21]. В данной работе эта технология применялась для того, чтобы найти высококоррелированные наборы данных как с задержками по времени, так и без них, а также для нахождения взаимно корреляционных функций. Одним из критериев выявления дефектов стал тот факт, что при контроле участков с дефектами с использованием различных схем прозвучивания, эти схемы между собой высоко коррелируют. В тех случаях, когда дефектов нет, высокая корреляция между схемами отсутствует. Такой подход в несколько раз увеличил скорость обработки данных, дал возможность фильтровать ложные тревоги при работе алгоритма, изложенного в [20], и объяснить различные аномалии в результатах контроля.

Во время эксплуатации трубопроводов возможны появления сквозных трещин, что может привести к возникновению аварийной ситуации. Чтобы контролировать такие аварии, используя концепцию малой течи перед разрушением, разрабатываются системы на основе выявления течи теплоносителя по акустическим сигналам, влажности и активности. Контроль и сигнализация о появлении течи должны производиться в режиме реального времени. Также быстро должно оцениваться состояние трубопровода и размер течи. Такие системы разрабатываются во всем мире. В России для реакторов ВВЭР основным разработчиком систем является ГНЦ РФ-ФЭИ, а для реакторов типа РБМК – НИКИЭТ.

Во всех трех системах основным критерием выявления течи является превышение сигнала от датчика выше определенного уровня. Алгоритмы обработки данных работают аналогичным образом и при этом являются очень уязвимыми. Применение подхода ТОПД может ускорить выявление аномалии по форме временно-го ряда и по корреляции между сигналами, что сократит время обнаружения течи и число ложных срабатываний при выходе какого-либо датчика из строя.

В настоящее время при работе акустической системы контроля течи (СКТА) основной проблемой является появление акустических шумов, которые возникают из-за различных процессов, протекающих в теплоносителе, и работы различного оборудования АЭС. Это сильно усложняет процесс выявления течи из-за того, что уровень сигнала в отсутствие течи может быть выше уровня выявления. Совместно с сотрудниками лаборатории технической диагностики ФЭИ ведется разработка алгоритмов обработки данных с использованием технологии обработки потоков данных. Использование подхода ТОПД для анализа данных, накопленных за 10 мес. работы СКТА, уже помогло выяснить ряд вопросов и выбрать направления для дальнейшей разработки алгоритмов обработки данных. По данной проблеме уже подготовлены отдельные публикации.

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Технология обработки потоков данных подтвердила свою вычислительную эффективность при анализе больших объемов информации как в режиме реального времени, так и в автономном режиме. Разработанные алгоритмы позволяют решать трудоемкие задачи даже на карманных компьютерах [25], где требования к программному обеспечению гораздо выше, чем у персональных компьютеров. Системы с помощью технологии обработки потоков данных позволяют ускорить и автоматизировать процесс анализа результатов контроля, что повысит его качество и снизит уровень требований к подготовке операторов.

## **Литература**

1. <http://www.diaprom.ru>
2. Zhu Yunyue and Shasha Dennis StatStream: Statistical Monitoring of Thousands of Data Streams in Real Time. Courant Institute of Mathematical Sciences Department of Computer Science. – New York: New York University, 2001.
3. Babu S. and Widom J. Continuous queries over data streams. SIGMOD Record, 30(3):109–120, 2001.
4. Schroeder M. Fractals, Chaos, Power Laws: Minutes From an Infinite Paradise. W.H. Freeman and Company. – New York, 1991.
5. Agrawal R., Faloutsos C. and Swami A.N. Efficient Similarity Search In Sequence Databases. In D. Lomet, editor, Proceedings of the 4th International Conference of Foundations of Data Organization and Algorithms (FODO), pages 69–84, Chicago, Illinois, 1993. Springer Verlag.
6. Faloutsos C., Ranganathan M. and Manolopoulos Y. Fast subsequence matching in time-series databases. In Proc. ACM SIGMOD International Conf. on Management of Data. – 1994. – P. 419–429.

7. Keogh E., Chakrabarti K., Pazzani M. and Mehrotra S. Dimensionality reduction for fast similarity search in large time series. In Databases. Knowledge and Information Systems 3(3). – 2000. – P. 263-286.
8. Yi B.-K. and Faloutsos C. Fast time sequence indexing for arbitrary  $l_p$  norms. In VLDB 2000, Proceedings of 26th International Conference on Very Large Data Bases, September 10-14, 2000, Cairo, Egypt, pages 385-394. Morgan Kaufmann, 2000.
9. Press W., Flannery B., Teukolsky S. and Vetterling W. Numerical recipes: The art of scientific computing. Cambridge University Press, 1986.
10. Johnson W.B. and Lindenstrauss J. Extensions of lipshitz mapping into hilbert space. Contemp. Math., 26:189-206, 1984.
11. Keogh E. Exact indexing of dynamic time warping. In VLDB 2002, Proceedings of 28th International Conference on Very Large Data Bases (August 20-23, 2002, Hong Kong, China). – 2002. – P. 406-417.
12. Walnut D. F. An Introduction to Wavelet Analysis. Birkhauser, 2002.
13. Guttman. R-trees: A dynamic index structure for spatial searching. In B. Yormark, editor, SIGMOD'84, Proceedings of Annual Meeting, Boston, Massachusetts, June 18-21, 1984, pages 47-57. ACM Press, 1984.
14. Beckmann N., Kriegel H.-P., Schneider R. and Seeger B. The  $r^*$ -tree: An efficient and robust access method for points and rectangles. In Proceedings of the 1990 ACM SIGMOD International Conference on Management of Data, Atlantic City, NJ, May 23-25, 1990. – P. 322-331.
15. Sellis T.K., Roussopoulos N. and Faloutsos C. The  $r+$ -tree: A dynamic index for multidimensional objects. In P. M. Stocker, W. Kent, and P. Hammersley, editors, VLDB'87, Proceedings of 13th International Conference on Very Large Data Bases (September 1-4, 1987, Brighton, England). – Morgan Kaufmann, 1987. – P. 507-518.
16. Zhu Y. and Shasha D. High Performance Discovery in Time Series: Techniques and Case Studies. – Springer-Verlag, 2004.
17. Berndt D. and Clifford J. Using dynamic time warping to find patterns in time series. In Advances in Knowledge Discovery and Data Mining. – AAAI/MIT, 1994. – P. 229-248.
18. Park S., Chu W.W., Yoon J. and Hsu C. Fast retrieval of similar subsequences under time warping. In ICDE. – 2000. – P. 23-32.
19. Yi B.-K., Jagadish H.V. and Faloutsos C. Efficient retrieval of similar time sequences under time warping. In ICDE. – 1998. – P. 201-208.
20. Скоморохов А.О., Белоусов П.А., Нахабов А.В. и др. Автоматическое выявление дефектов по результатам УЗК сварных соединений трубопроводов АЭС//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 3. – С. 3-5.
21. Skomorokhov A., Belousov P., Nakhabov A. CLASTER ANALYSIS OF ULTRASONIC TESTING DATA. 7<sup>th</sup> International Conference on Patten Recognition and Image Analisis: New Information Technologies (PRIA-7-2004). St. Petersburg, October 18-23, 2004. Conference Proceedings (Vol. I-III), Volume III., St. Petersburg, SPbFTU 2004. – С. 917-919.
22. Белоусов П.А., Скоморохов А.О. Применение технологии потоков данных для обработки сигналов системы контроля свободных и slabозакрепленных частей (KUS): Тез. докл. VIII Международной конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров» (Обнинск, октябрь 2003). – Обнинск: ИАТЭ, 2003. – С. 123-124.
23. Бадалян В.Г., Вопилкин А.Х. Опыт применения ультразвуковой системы с когерентной обработкой данных «Авгур» на российских АЭС//Контроль. Диагностика. – 2000. – № 9. – С. 35-39.
24. Скоморохов А.О., Белоусов П.А. Разработка системы анализа и обработки данных УЗК сварного соединения ТК реактора РБМК-1000. Техногенные системы и экологический риск: Тез. докл. II Региональной научной конф. студентов, аспирантов и молодых ученых. – Обнинск: ИАТЭ, 2005. – С. 6-8.
25. Белоусов П.А. Применение технологии обработки потоков данных для решения некоторых задач технической диагностики/Х Нижегородская сессия молодых ученых. Секция «Математика и математическое моделирование» (г. Саров 16-20 мая 2005 г.).

Поступила в редакцию 22.05.2006

# НЕЧЕТКО ВЕРОЯТНОСТНЫЕ МОДЕЛИ В ОЦЕНКАХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ НАДЕЖНОСТИ ОБОРУДОВАНИЯ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

**Ю.В. Волков, Д.С. Самохин**

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



Разработана модель, позволяющая учитывать "нечеткую" информацию по отказам элементов оборудования при оценке показателей их надежности и проведении вероятностного анализа безопасности объектов ядерных технологий. Расчет опирается на исходную информацию, значительная часть которой должна анализироваться экспертами. Обработка результатов экспериментального опроса дает наилучшие характеристики надежности и включает оценку степени согласованности мнений экспертов и выявление причин неоднородности.

## ВВЕДЕНИЕ

Проблеме оценки показателей надежности оборудования реакторных установок (РУ) уделяется большое внимание во всем мире. Одна из основных задач, решаемая, например, при проведении вероятностного анализа безопасности (ВАБ), это оценка показателей надежности по данным эксплуатации оборудования. В случае, если информация по отказам оборудования носит четкий характер (т.е. корректно приведены время отказа системы, причина и описание отказа с четким обозначением откавшего элемента), не возникает особых препятствий и затруднений при оценках показателей надежности исследуемого оборудования. Существует множество различных методик, позволяющих делать такие оценки по данным эксплуатации [1, 2].

Однако основные трудности возникают тогда, когда информация по отказам оборудования оказывается неопределенной. Примером такой информации могут служить данные по отказам оборудования с пропусками в графе «время отказа», «размытое» или нечеткое описание причины отказа, не позволяющее определить первопричину отказа системы. Зачастую в графе «причина отказа» можно обнаружить фразу «причина отказа не установлена» или «вина проектной организации» и т.п. Этот факт значительно затрудняет использование эксплуатационной информации по отказам оборудования при анализе данных и подготовке информационно-аналитических материалов об опыте эксплуатации РУ, а также при подготовке исходных данных для расчета показателей надежности систем и оборудования РУ.

Принципиальная позиция авторов состоит в том, что *поскольку отказы оборудования на объектах ядерных технологий являются редкими событиями, то обоснованное использование любой, даже нечеткой информации о них является полезным, т.к. повышает точность оценок показателей надежности.*

© Ю.В. Волков, Д.С. Самохин, 2006

Здесь приведен метод, позволяющий структурировать нечеткую информацию по отказам, а также количественно оценить нечеткую информацию по отказам оборудования, обеспечивая данные для дальнейших расчетов.

В основе предложенного метода оценки характеристик надежности и ресурса лежит экспертный опрос с применением лингвистических переменных теории нечетких множеств [3–5]. Использование экспертного опроса и лингвистических переменных в задачах оценки характеристик надежности и ресурса даст возможность определения уровня безопасности для объектов, информации о которых недостаточна.

Предлагаемая авторами схема обработки любой эксплуатационной информации на РУ об отказах оборудования и их причинах приведена на рис. 1. В соответствии с этой схемой, если информация об отказах «четкая», то она сразу подвергается количественной обработке [1, 2]. В случае «нечеткой» информации, ее обработка может идти двумя путями. Наиболее сложен случай (самая правая ветвь на схеме), когда нечеткой является как информация о причине отказа системы, (например, о том, какой именно элемент системы привел к ее отказу), так и информация о показателях надежности элементов системы. Случай, когда нечеткой является только информация о причине отказа системы, более прост и формально является частным случаем более сложной ситуации, описанной выше. Далее рассмотрим методику обработки нечеткой информации, представленную на самом сложном примере (самая правая ветвь на схеме рис. 1).

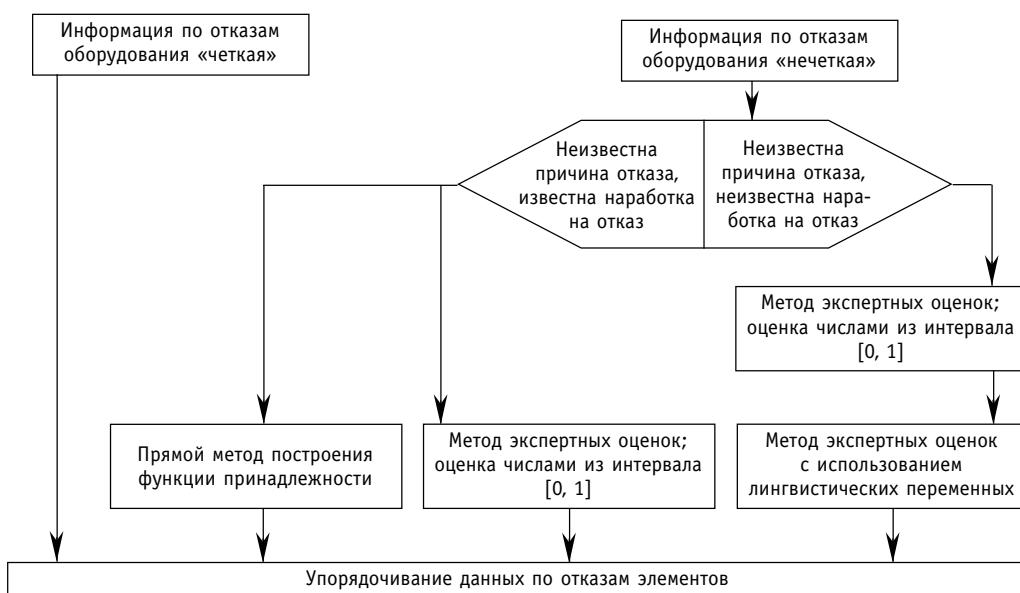


Рис. 1. Схематическое изображение процесса подготовки эксплуатационных данных по отказам оборудования РУ к проведению расчетов показателей их надежности

## МЕТОДИКА ОБРАБОТКИ ЭКСПЕРТНЫХ ОЦЕНОК

Необходимость использования лингвистических переменных обоснована тем, что при обработке эксплуатационных данных часто возникает сложность в проведении расчетов, связанная с отсутствием точных данных (полное или частичное отсутствие, невозможность прочтения или «расшифровки» данных) по времени отказа рассматриваемой системы. В этом случае необходимо определиться не только с элементом, отказ которого стал причиной отказа всей системы, но также с наработкой на отказ этого элемента.

## 1. Определение причины отказа системы

Предлагается реализовать следующий метод экспертных оценок, для определения причины отказа системы, с максимальной функцией принадлежности этой причины к отказу всей системы.

Процедура экспертного опроса делится на этапы.

**Первый этап.** Организаторы опроса выдвигают несколько предположений о том, что явилось, по их мнению, главной причиной нарушения нормальной эксплуатации рассматриваемой системы. Группе, состоящей из  $m$  экспертов, предоставляется информация о возможной причине выхода из строя этой системы. Среди выдвигаемых предположений можно выделить три основные группы:

- причина, связанная с отказом оборудования;
- причина, связанная с ошибками человека;
- причина, связанная с внешним(и) воздействием(ями).

Выдвинутые предположения фиксируются в таблице опросного листа экспертов (табл. 1).

В таблице строки с номерами от 1 до  $n$  содержат точное указание события (отказ элемента системы, ошибка эксплуатационного персонала с указанием рабочего места, внешний фактор), повлекшего за собой отказ всей системы. Значения лингвистических переменных с номерами от 1 до  $n$  предоставляются организаторами экспертного опроса. Также отводится место для того, чтобы эксперты выдвигали свои предположения о причине возникновения рассматриваемого события, строки с номерами от 1 до  $h$ . При получении дополнительных предположений проводится повторный опрос с включением в опросный лист новых предположений. Помимо самой таблицы, в заглавной части опросного листа приводится подробная информация об отказе рассматриваемой системы. Информация по этому отказу полностью переносится из соответствующей графы журнала учета технической неисправности оборудования.

**Второй этап** заключается в подборе группы экспертов. Экспертная группа составляется на основании РД-03-13-94 №41 [6]. Участники экспертного опроса должны отвечать минимальному набору предъявляемых требований: высокому уровню общей эрудиции, высокому профессиональному уровню в оцениваемой области, способности перспективно мыслить и наличию производственного и исследовательского опыта в данной области [7].

**Третий этап** заключается в проведении самого опроса экспертов. В ходе опроса каждый  $j$ -й эксперт выставляет оценку из интервала  $[0; 1]$  в  $i$ -й строке, выражая свою уверенность в том, что главной причиной выхода из строя рассматриваемой системы стала именно  $i$ -я. Оценка эксперта «0» соответствует тому, что данная причина не могла вызвать возникновение отказа системы, и наоборот, оценка «1» говорит о том, что данная причина могла вызвать возникновение отказа рассматриваемой системы. Соответственно выставляя некоторую промежуточную оценку  $(0.1; 0.2; 0.3; 0.4; \dots)$ , эксперт показывает степень уверенности при принятии решения по данному вопросу.

Таблица 1

**Таблица опросного листа нескольких экспертов**

Причина отказа	Эксперт			
	1	2	...	$m$
1				
2				
...				
$n$				
<i>Дополнительные предположения экспертов</i>				
1				
2				
...				
$h$				

Для целей анализа эксплуатационной информации по отказам оборудования РУ экспертам предлагается руководствоваться соотношениями табл. 2, данные которой являются аналогией функции желательности Харингтона [5].

**Четвертый этап.** Проводится анализ результатов экспертного опроса  $m$  специалистов. На основе экспертной оценки строим функцию принадлежности  $\tilde{\mu}(x)$  для каждой строки табл. 1, что в нашем случае показывает степень принадлежности события к отказу системы:

$$\tilde{\mu}_i(x) = \sum_{j=1}^m x_{ij} k_j, \quad (1)$$

где  $m$  – число экспертов;  $i = \overline{1, n+h}$  – рассматриваемый элемент;  $k_j$  – коэффициент компетентности  $j$ -го эксперта;  $x_{ij}$  – оценка  $j$ -го эксперта значения переменной с координатами  $(i, j)$  из опросного листа нескольких экспертов (табл. 1).

Информация, полученная от экспертов, должна быть тщательно проверена на согласованность мнений экспертов, ведь результаты работы группы экспертов неизбежно будут содержать отпечаток субъективизма, вносимого как самими экспертами, так и организаторами экспертного опроса. Это является неизбежной платой за возможность получить количественные оценки там, где раньше ограничивались лишь качественным описанием. Поэтому обработка результатов экспертного опроса включает оценку степени согласованности мнений экспертов и выявление причин неоднородности. Определение согласованности мнений экспертов производится путем вычисления числовых мер (коэффициента компетентности  $k_j$ ), характеризующей степень близости индивидуальных мнений/оценок. Только при согласованности мнений экспертов можно утверждать, что в результате экспертизы получена достоверная информация.

Для получения групповой оценки в этом случае можно воспользоваться средним значением оценки для каждого объекта (1).

Коэффициент компетентности является нормированной величиной:

$$\sum_{j=1}^m k_j = 1. \quad (2)$$

Коэффициенты компетентности экспертов можно вычислить по апостериорным данным, т.е. по результатам оценки рассматриваемых событий, входящих в список причин отказа системы. Основной идеей этого вычисления является предположение о том, что компетентность эксперта должна оцениваться по степени согласованности его оценок с групповой оценкой объектов.

Алгоритм вычисления коэффициентов компетентности экспертов имеет вид рекуррентной процедуры [8]:

$$\tilde{\mu}_i^t(x) = \sum_{j=1}^m x_{ij} k_j^{t-1} \quad i = 1, n+h; \quad (3)$$

$$d^t = \sum_{i=1}^{n+h} \sum_{j=1}^m x_{ij} \tilde{\mu}_i^t(x) \quad (t = 1, 2, 3, \dots); \quad (4)$$

$$k_j^t = \frac{1}{d^t} \sum_{i=1}^{n+h} x_{ij} \tilde{\mu}_i^t(x) \quad \sum_{j=1}^m k_j^t = 1 \quad j = 1, m. \quad (5)$$

Вычисления начинаются с  $t = 1$ . В формуле (3) начальные значения коэффициентов компетентности принимаются одинаковыми и равными  $k_j^0 = \frac{1}{m}$ . Подробное описание определения коэффициентов компетентности экспертов приведено в [10]. В

этой же работе рассмотрен вопрос о сходимости рекуррентной процедуры вычисления этих коэффициентов.

Следует отметить, что чем больше различия в  $k_j$  для разных экспертов, тем хуже согласованность их мнений, и больше различие в уровне их знаний в данной проблеме. Например, в пределе, если для какого-либо  $p$ -го эксперта в результате оценок получено  $k_p = 1$ , а остальные получают нулевые коэффициенты компетентности, то такая группа экспертов не может считаться хорошо подобранный.

После определения коэффициентов компетентности экспертов, по формуле (1) находим функции принадлежности для каждого элемента, находящегося на рассмотрении.

**Пятый этап.** Все рассмотренные возможные причины отказа системы расставляются по приоритетам: первой возможной причиной считается имеющая самую большую функцию принадлежности, и так расставляются все причины по мере убывания функции принадлежности. Окончательное решение о причине отказа системы может быть только волевым.

## 2. Определение неизвестного показателя надежности элемента

Предположим, что в соответствии с процедурой из п. 1 установлено, что причиной отказа системы явился отказ какого-то ее элемента, а показателя его надежности (например, средней наработки на отказ) в справочниках нет, и что длительность работы элемента в составе системы из описания ее отказа определить невозможно, поэтому нельзя использовать какую-либо процедуру оценки показателей надежности из предложенных в работах [1, 2]. В этой ситуации плодотворной может оказаться изложенная в предыдущем разделе процедура экспертного опроса с последующей числовой обработкой ее результатов, использующей методы теории нечетких множеств для анализа лингвистических переменных.

Заметим, что в данном случае и таблица опросного листа нескольких экспертов (табл. 1), и таблица со шкалой желательности (табл. 2) должны выглядеть несколько иначе.

Здесь следует отметить, что значений лингвистических переменных и их комбинаций так много, что отобразить все возможные случаи в опросном листе не представляется возможным. Наиболее приемлемой, по мнению авторов, является процедура учета лингвистических переменных, представляющих собой высказывания типов «ограничение» и «цель» [9] с использованием числовых значений. Примерами высказываний типа «цель» могут служить следующие: «наработка на отказ компрессора должна быть  $3 \cdot 10^5$  ч» или «расходомер был поставлен в работу 25.05.1995». В свою очередь, высказывания типа «ограничение» могут быть двух видов: высказывания, определяющие нижнюю границу исследуемой величины (например, «наработка на отказ компрессора должна быть не меньше  $3 \cdot 10^5$  ч» или «расходомер был поставлен в работу не позднее, чем 25.05.1995»), и высказывания, определяющие вер-

Таблица 2

### Шкала желательности

Желательность	Отметка на шкале желательности
Уверен, что причина отказа именно в этом	1.00 – 0.80
Скорее всего, причина отказа именно в этом	0.80 – 0.63
Возможно, что это является причиной отказа	0.63 – 0.37
Маловероятно, что причина отказа именно в этом	0.37 – 0.20
Скорее всего, причина отказа не в этом	0.20 – 0.00

хнюю границу (например, «наработка на отказ компрессора должна быть не больше  $3 \cdot 10^5$  ч» или «расходомер был поставлен в работу не ранее, чем 25.05.1995»).

Таким образом, в ходе проведения опроса группы экспертов имеет смысл ограничиться использованием следующих лингвистических переменных: «...значение должно быть близко к ...», «предполагаемое значение исследуемой величины должно быть больше, чем ...», «предполагаемое значение исследуемой величины должно быть не больше, чем ...» и т.п.

Чтобы избежать влияния организаторов опроса на мнения экспертов, необходимо предложить самим экспертам проставить числовые значения на место многоточий в лингвистические переменные. В итоге могут быть получены наборы лингвистических переменных, состоящие из  $A_1, A_2, \dots, A_f$  – лингвистических переменных, определяющих нечеткую цель,  $B_1, B_2, \dots, B_d$  – лингвистических переменных, определяющих нечеткое нижнее ограничение для исследуемой величины и  $\Gamma_1, \Gamma_2, \dots, \Gamma_g$  – лингвистических переменных, определяющих нечеткое верхнее ограничение ( $f, d, g \leq m$ ). Соответственно значения числовых переменных (допустим, наработки на отказ элементов), взятых из соответствующих лингвистических переменных, будут:  $\alpha_1, \alpha_2, \dots, \alpha_f$  – нечеткая цель,  $\beta_1, \beta_2, \dots, \beta_d$  – нечеткое нижнее ограничение,  $\gamma_1, \gamma_2, \dots, \gamma_g$  – нечеткое верхнее ограничение. Разумеется, значения лингвистических переменных должны быть взаимно согласованы, т.е. должны выполняться следующие условия:

$$\min_i(\beta_i) \leq \min_j(\gamma_j); \max_i(\beta_i) \leq \max_j(\gamma_j); i = \overline{1, d}; j = \overline{1, g} \quad (7)$$

и

$$\min_i(\beta_i) \leq \alpha_k \leq \max_j(\gamma_j); k = \overline{1, f}; i = \overline{1, d}; j = \overline{1, g}. \quad (8)$$

В опросный лист включаются все полученные лингвистические переменные, по которым необходимо высказать свои суждения всем  $m$  экспертам (табл. 3).

Шкала желательности должна иметь такой вид, как показано в табл. 4.

Производится анализ результатов экспертного опроса  $m$  специалистов. На основе экспертной оценки строятся функции принадлежности  $\mu_i(\alpha_i), \mu_i(\beta_i), \mu_i(\gamma_i)$  (в данном случае они показывают степень предпочтительности рассматриваемой лингвистической переменной, а точнее наработка на отказ  $\alpha_i, \beta_i, \gamma_i$ , взятых из соответствующих лингвистических переменных):

Таблица 3

**Таблица опросного листа нескольких экспертов при оценке наработки на отказ системы**

Лингвистическая переменная	Эксперт			
	1	2	...	$m$
$A_1(\alpha_1)$				
...				
$A_f(\alpha_f)$				
$B_1(\beta_1)$				
...				
$B_d(\beta_d)$				
$\Gamma_1(\gamma_1)$				
...				
$\Gamma_g(\gamma_g)$				

Таблица 4

**Шкала желательности**

Желательность	Отметка на шкале желательности
Уверен, что это высказывание верно	1.00 – 0.80
Скорее всего, это высказывание верно	0.80 – 0.63
Возможно, что это высказывание верно	0.63 – 0.37
Маловероятно, что это высказывание верно	0.37 – 0.20
Скорее всего, это высказывание неверно	0.20 – 0.00

$$\mu_i(\alpha_i) = \sum_{j=1}^m x_{ij} \cdot k_j, \quad i = \overline{1, f}; \quad (9)$$

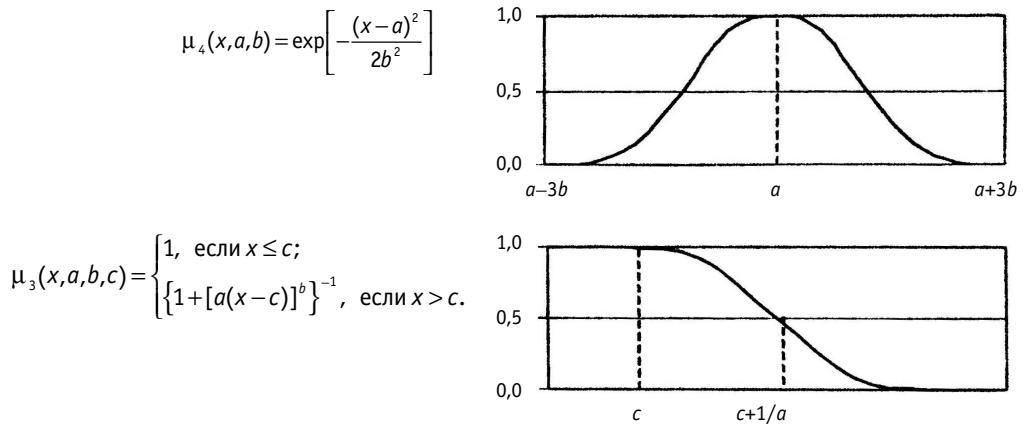
$$\mu_i(\beta_i) = \sum_{j=1}^m x_{ij} \cdot k_j, \quad i = \overline{1, d}; \quad (10)$$

$$\mu_i(\gamma_i) = \sum_{j=1}^m x_{ij} \cdot k_j, \quad i = \overline{1, g}, \quad (11)$$

где  $m$  – число экспертов;  $k_j$  – коэффициент компетентности  $j$ -го эксперта, определяется из рекуррентной процедуры (3)–(5);  $x_{ij}$  – оценка  $j$ -го эксперта значения переменной с координатами  $(i, j)$  из опросного листа (табл. 3).

Далее необходимо определить  $\alpha$  – значение наработки на отказ, определяющее нечеткую цель;  $\beta$  – значение наработки на отказ, определяющее нечеткое нижнее ограничение;  $\gamma$  – значение наработки на отказа определяющее нечеткое верхнее ограничение.

Это можно сделать, используя типовые виды функций принадлежности, применяемые в теории нечетких множеств [9], приведенные на рис. 2.



С использованием  $\mu_4(x, a, b, c)$  получаем следующую функцию принадлежности для нечеткой цели  $A$

$$\mu_A(z) = \exp\left[-\frac{(z-a)^2}{2b^2}\right], \quad (12)$$

параметры которой  $(a, b)$  можно оценить, например, методом наименьших квадратов, используя результаты опроса  $\mu_i(\alpha_i)$ .

Нечеткое нижнее ограничение  $B$  может быть представлено в виде следующей функции принадлежности:

$$\mu_B(z) = \begin{cases} \left[1 + [\alpha(z-\beta)]^{-1}\right]^{-1}, & \text{при } z > \beta; \\ 0, & \text{при } z \leq \beta, \end{cases} \quad (13)$$

которая получена из  $\mu_3(x, a, b)$  при  $b = -1$ . Параметры  $\alpha$  и  $\beta$  подбираются по зависимости  $\mu_i(\beta_i)$ .

Нечеткое верхнее ограничение  $\Gamma$  может быть представлено в виде следующей функции принадлежности:

$$\mu_{\Gamma}(z) = \begin{cases} \left[1 - [\alpha(z - \gamma)]^{-1}\right]^{-1}, & \text{при } z < \gamma; \\ 0, & \text{при } z \geq \gamma. \end{cases} \quad (14)$$

Параметры  $\alpha$  и  $\gamma$  подбираются по зависимости  $\mu_i(\gamma_i)$ .

Далее, в зависимости от полученных данных и требований к качеству результата оценок наработка на отказ  $\theta$  можно поступить двумя способами.

1. Если оценщику требуется получить наилучшую оценку, удовлетворяющую только вместе и цели  $A$ , и нижнему ограничению  $B$ , и верхнему ограничению  $\Gamma$ , то строится функция принадлежности вида

$$\mu(z) = \mu_A(z)\mu_B(z)\mu_{\Gamma}(z). \quad (15)$$

Если какая-либо из лингвистических переменных ( $A, B, \Gamma$ ) отсутствует, то в формуле (15) соответствующей функции принадлежности присваивается значение 1 для всех  $z$ .

2. Часто возникают ситуации, когда эксперты не могут сформулировать твердое суждение о предмете в виде цели. Поэтому в таблице опроса оказываются только лингвистические переменные в виде ограничений. В этом случае допустимы [9] следующие определения функции принадлежности

$$\mu(z) = \mu_B(z)\mu_{\Gamma}(z) \quad (16)$$

и

$$\mu(z) = \mu_{B \cup \Gamma}(z) = \min\{\mu_B(z), \mu_{\Gamma}(z)\}. \quad (17)$$

Вне зависимости от выбора вида  $\mu(z)$  ((15), (16) или (17)) ищется

$$\mu(z^*) = \max_z(\mu(z)). \quad (18)$$

Величина  $z^*$  из (18), доставляющая максимум функции  $\mu(z)$ , является наилучшей оценкой наработки на отказ  $\theta$ , и она может быть разной для функций принадлежности, определяемых по формулам (15), (16) или (17).

## ПРИМЕР ПРИМЕНЕНИЯ МЕТОДИКИ

Описанный метод применен при анализе аварийных срабатываний АЗ на реакторе ВВР-ц. Результаты этого анализа приведены в работе [11]. Однако, поскольку не всем читателям известна и интересна проблематика аварийных срабатываний АЗ на реакторе ВВР-ц, авторы считают возможным и необходимым провести здесь иллюстрацию возможностей предлагаемого подхода на простом, понятном всем житейском примере, содержащем долю шутки. Поскольку у одного из авторов статьи есть проблемы с излишним весом, на кафедре РКР АЭС был проведен экспертный опрос: какого человека при росте 180 см можно считать толстым (не худым и не очень толстым). В роли экспертов выступали сотрудники кафедры, имеющие разные собственный вес и рост. Всего в опросе принимало участие 6 экспертов. Сначала был предложен опросный лист с таблицей, аналогичной табл. 1, где в первом столбце были приведены высказывания, воспроизведенные в первом столбце табл. 5.

Во втором столбце табл. 5 предоставлены результаты обработки таблицы опроса по процедуре с формулами (1)–(5).

Далее, экспертам было предложено самим определить:

- 1) какого человека можно считать толстым (цель);
- 2) границу по весу между худым и толстым (нижнее ограничение);
- 3) границу между толстым и очень толстым (верхнее ограничение).

В итоге получилась совокупность высказываний, приведенная во втором столбце табл. 6. В третьем столбце таблицы приведены результаты обработки данных по формулам (1)–(5).

На рис. 3 приведена подобранная по данным табл. 6 теоретическая зависимость (12) (кривая 1), а также зависимость, подобранная по совокупности данных из табл. 5 и 6 (кривая 2). Видно, что уважая мнение организаторов опроса, эксперты проставили ненулевые значения функции принадлежности для значений весов, предложенных организаторами, в то время как сами эксперты эти значения не предложили. Вследствие этого вторая зависимость оказалась более размытой и имеет смещение максимума; поэтому для уменьшения влияния мнений организаторов, по-видимому, при организации опросов следует избегать со-блазна охватить как можно более широкую область возможных значений переменных. Хорошо подобранная команда экспертов сама в состоянии разобраться в проблеме.

Таблица 5

**Результат обработки  
данных экспертного опроса,  
выполненного с использованием  
первого подхода**

Человека при росте 180 см можно считать толстым, если его масса в кг составляет	Функция принадлежности $\mu(x)$
70	0
85	0,02
90	0,14
100	0,34
110	0,63
120	0,84
150	0,82
180	0,37
200	0,22
250	0,02
300	0

Таблица 6

**Лингвистические переменные и функции  
принадлежности, полученные в ходе экспертного  
опроса**

	Лингвистическая переменная	$\mu_i(\alpha_i)$
Лингвистические переменные, определяющие нечеткую цель: можно считать толстым, если вес	близок к 100 кг	0,34
	близок к 105 кг	0,53
	близок к 110 кг	0,71
	близок к 120 кг	0,86
	близок к 140 кг	0,62
	близок к 150 кг	0,50
		$\mu(\beta_i)$
Лингвистические переменные, определяющие нечеткое нижнее ограничение: нельзя считать худым, если вес	больше, чем 90 кг	0,35
	больше, чем 95 кг	0,55
	больше, чем 100 кг	0,85
	больше, чем 150 кг	0,93
	больше, чем 160 кг	0,98
		$\mu(\gamma_i)$
Лингвистические переменные, определяющие нечеткое верхнее ограничение: будет не очень толстым, если вес	не больше, чем 115 кг	0,81
	не больше, чем 120 кг	0,65
	не больше, чем 130 кг	0,54
	не больше, чем 140 кг	0,29
	не больше, чем 150 кг	0,101
	не больше, чем 180 кг	0,016

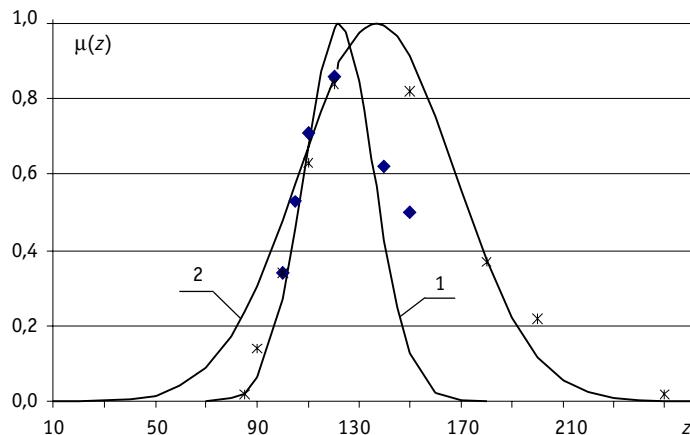


Рис. 3. Теоретическая и экспериментальная зависимости функции принадлежности, определяющей нечеткую цель, от значения массы человека, ростом 180 см:  $\blacklozenge$  – экспериментальная зависимость  $\mu_i(\alpha_i)$  (табл. 6); 1 – теоретическая зависимость  $\mu(z)$ ; 2 – теоретическая зависимость с учетом лингвистических (табл. 6) и числовых переменных (табл. 5), полученным в ходе экспертного опроса;  $\times$  – экспериментальная зависимость (табл. 5, 6)

Из рис. 3 видно также, что результаты работы экспертов, расположенные в правой (ниспадающей) части зависимости  $\mu_A(z)$ , имеют больший разброс возле теоретической зависимости, чем в левой части. Это связано, по-видимому, с тем, что эксперты более четко различают понятия «худой» и «толстый», чем «толстый» и «очень толстый». Поэтому в общем случае при организации экспертных опросов для оценок показателей надежности объектов ядерных технологий необходимо стремиться к тому, чтобы лингвистические переменные, содержащие нижнее и верхнее ограничения, в сознании экспертов воспринимались с примерно равной четкостью.

На рис. 4, 5 показаны зависимости  $\mu_B(z)$  и  $\mu_G(z)$ . Видно, что действительно нижнее ограничение в этом примере более четко воспринимается экспертами, чем верхнее.

На рис. 6 приведены оценки зависимости  $\mu(z)$  по формулам (15)–(17). Видим, что хотя оценки по формуле (15) дают более определенный результат, чем остальные (зависимость  $\mu(z)$  более узкая), максимум  $\mu(z^*) = 0,59$  при 129 кг наименьший (по формулам (16) и (17) имеем  $\mu(z^*) = 0,66$  при 111 кг и  $\mu(z^*) = 0,76$  при 99 кг соответственно). Следовательно, имеет смысл принять тезис о том, что по оценкам экспертов человек при росте 180 см, имеющий вес около 100 кг, как правило (в 76% случаев), может считаться толстым.

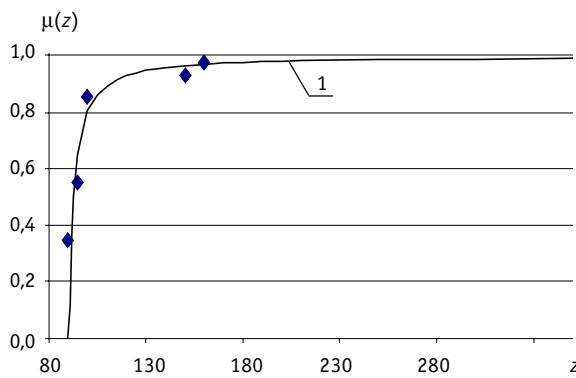


Рис. 4. Теоретическая и экспериментальная зависимости функции принадлежности, определяющей нечеткое нижнее ограничение, от значения массы человека, ростом 180 см:  $\blacklozenge$  – экспериментальная зависимость  $\mu_i(\beta_i)$  (табл. 6); 1 – теоретическая зависимость  $\mu(z)$

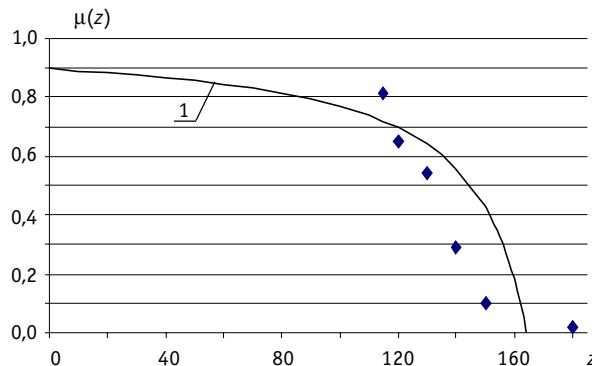


Рис. 5. Теоретическая и экспериментальная зависимости функции принадлежности, определяющей нечеткое верхнее ограничение, от значения массы человека, ростом 180 см:  $\blacklozenge$  – экспериментальная зависимость  $\mu_i(\gamma_i)$  (табл. 6); 1 – теоретическая зависимость  $\mu(z)$

В заключение примера приведем и прокомментируем обезличенную табл. 7, содержащую оцененные коэффициенты компетентности экспертов.

Начальное (среднее) значение коэффициента компетентности должно быть  $1/6 \approx 0.167$ . Видим, что рассчитанные по формулам (3)–(5) коэффициенты сильно различаются для разных экспертов. Наименее компетентным оказался эксперт № 1 с наименьшим собственным весом, т.е. самый далекий от проблемы излишнего веса. Самыми компетентными оказались эксперты с номерами 4,6, для которых эта проблема наиболее актуальна. К ним примыкает эксперт № 3, но он, являясь организатором опроса, даже не имея проблем с излишним весом, лучше всех разобрался в проблеме. Таким образом, оценки коэффициентов компетентности экспертов имеют смысл и могут дать объективную информацию о качестве подбора команды экспертов.

Таблица 7

#### Коэффициенты компетентности экспертов

№ эксперта	Коэффициент компетентности ( $k$ )
1	0,05
2	0,13
3	0,22
4	0,21
5	0,16
6	0,23

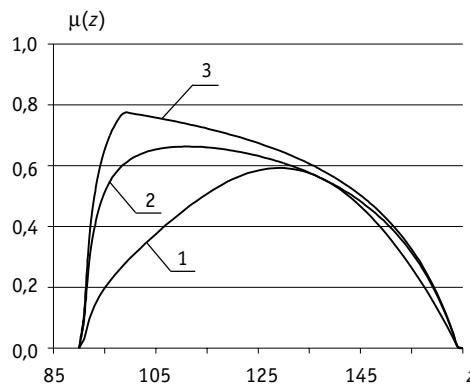


Рис. 6. Итоговая оценка функций принадлежности: 1 – функция  $\mu(z)$ , вычисленная по формуле (15); 2 – функция  $\mu(z)$ , вычисленная по формуле (16); 3 – функция  $\mu(z)$ , вычисленная по формуле (17)

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе представлен подход к оценке показателей надежности по данным эксплуатации оборудования любого характера: четкого, нечеткого и любого сочетания данных типов информации. Особое вниманиеделено учету и обработке нечеткой информации.

В результате проведенной работы появилась возможность при анализе эксплуатационной информации по отказам оборудования реакторных установок использовать не только четкую количественную информацию, но также и качественную информацию, содержащую, например, только предположения о причинах отказа или о типе отказавшего элемента. Методика основана на количественной обработке экспертных суждений, проста в применении и дает оценку качества полученных результатов.

## Литература

1. Антонов А.В., Острийковский В.А. Оценивание характеристик надежности элементов и систем ЯЭУ комбинированными методами. – М.: Энергоатомиздат, 1993.
2. Волков Ю.В. Теоретико-расчетные модели для оценок и обеспечения надежности и безопасности реакторных установок// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1995. – № 6.
3. Заде Л.А. Понятие лингвистической переменной и его применение к принятию приближенных решений. – М: Мир, 1976, 165с.
4. Zadeh L.A. Fuzzy sets//Information and control. – 1965. – V. 8.
5. Аверкин А.Н. и др. Нечеткие множества в моделях управления и искусственного интеллекта. – М.: Наука, 1986. – 312 с.
6. Адлер Ю.П., Маркова Е.В., Грановский Ю.В. Планирование эксперимента при поиске оптимальных условий. – М., 1976. – 280 с.
7. РД-03-113-94 №41: Положение по организации и проведению экспертизы проектных и других материалов и документации, обосновывающих безопасность ядерно- и радиационно опасных объектов (изделий) и производств (технологий)/Зарегистрировано в Минюсте РФ 18 апреля 1994 г. № 547.
8. Костерев В.В. Нечетко вероятностные модели в задачах анализа и оценки риска: Сб. научн. трудов Всероссийской конференции «Радиационная безопасность человека и окружающей среды». – М., 2002.
9. Алтунин А.Е., Семухин М.В. Модели и алгоритмы принятия решений в нечетких условиях. – Тюмень: Тюменский государственный университет, 2002.
10. Волков Ю.В., Самохин Д.С., Антонов А.В., Чепурко В.А., Карапулов И.К., Соколов С.В. Автоматизированная информационная система по показателям надежности оборудования и персонала ядерно опасных производств (АИСПНОП). Отчет о НИР. № гос. рег. 0120.0 507485/ИАТЭ. – Обнинск, 2004. – 44с.
11. Volkov Yu., Kochnov O. The experience of emergency shutdown of the VVR-c reactor after 40 years of operation/ Lambert F. and Volkov Yu. (eds) Safety Improvements through Lessons Learned from Operational Experience in Nuclear Research Facilities. Springer, 2006.

Поступила в редакцию 22.05.2006

# ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕТОДА СМЕЩЕННОГО ИДЕАЛА ДЛЯ РЕШЕНИЯ НЕКОТОРЫХ ПРИКЛАДНЫХ ЗАДАЧ, СВЯЗАННЫХ С ПРОЕКТИРОВАНИЕМ И ОБОСНОВАНИЕМ БЕЗОПАСНОСТИ ЯЭУ

**В.С. Окунев**

*Московский государственный технический университет им. Н.Э.Баумана,  
г. Москва*



Рассматриваются некоторые прикладные задачи, связанные с оптимальным проектированием и обоснованием безопасности ЯЭУ, сформулированные как задачи многокритериальной оптимизации. Одна из них – задача выбора предпочтительных компоновок активной зоны. Другая – задача ранжирования параметров РУ БРЕСТ-2400 по степени влияния на функционалы безопасности.

## ПРИКЛАДНЫЕ МНОГОКРИТЕРИАЛЬНЫЕ ЗАДАЧИ

Оптимальное проектирование (неоптимальное проектирование не имеет смысла) и обоснование безопасности ядерных энергетических установок (ЯЭУ) нового поколения как математические процедуры предполагают принятие решений. Общую методологию принятия решений относят к исследованию операций [1].

Практически все прикладные задачи, связанные с оптимизацией и обоснованием безопасности реакторных установок (РУ) требуют формирования системы критерiev, по которым предполагается принимать решения. Как правило, практические задачи являются многокритериальными, т.е. требуют принятия решений по многим критериям. При этом необходимо исключить волевую (значит, отчасти, случайную) процедуру принятия решений и минимизировать влияние субъективного фактора на принимаемое решение.

Известны два основных подхода к решению многокритериальных задач. Один из них предполагает сведение исходной задачи к задаче математического программирования (задаче с единственным критерием оптимальности). При этом субъективное воздействие вносится сразу и полностью на этапе формулировки задачи. Задачи математического программирования в детерминистской постановке привлекают возможность полной формализации их решения и определенностью с точки зрения анализа получаемых результатов. Немаловажно, что такие задачи (при условии совместности), как правило, имеют единственное решение. Цель оптимального проектирования ЯЭУ – получение единственного предпочтительного (оптимального) вари-

анта, который и будет реализован (построен). Основной критерий корректности перехода от многокритериальной задачи к задаче математического программирования – совпадение их решений, что практически недостижимо в задачах оптимального проектирования ЯЭУ. С точки зрения исследования операций более корректным считается другой подход: решение многокритериальных задач специально разработанными методами [1].

Многокритериальные задачи отличаются более корректной постановкой (по сравнению с задачами математического программирования), хотя их решение – более сложная процедура, которую в принципе нельзя полностью формализовать. Как следствие – неопределенность в результатах и неудовлетворенность лица, принимающего решение («конфликт после решения»). С целью минимизации субъективного фактора и неудовлетворенности принятым решением обычно используют несколько методов решения многокритериальных задач. При этом субъективное вмешательство носит распределенный характер, т.е. вносится и на этапе постановки задачи, и в процессе ее решения. Необходимо четкое разграничение процедур, выполняемых на основе естественного (человеческого) и искусственного интеллекта, или по крайней мере минимизация нечеткости такой границы [2]. Кроме того, необходимо минимизировать размерность задач, решаемых человеком без использования компьютера, до уровня, в определенной мере гарантирующего четкость восприятия и мышления, что требует предварительной подготовки оптимального объема необходимой информации для принятия решений. Таким образом, решение многокритериальных задач большой размерности в большинстве практических случаев предполагает использование диалогового режима работы с компьютером.

Практически любую проблемную ситуацию можно рассматривать как многокритериальную задачу.

Формализм и методы исследования операций, включая решение многокритериальных задач, использовались для решения некоторых прикладных задач. В числе таких задач – задача выбора наиболее опасных аварийных ситуаций (из числа ATWS – сопровождающихся отказом аварийной защиты) и ранжирования аварийных ситуаций по степени опасности, сформулированная как дискретная многокритериальная задача, критерии которой – функционалы, определяющие самозащищенность РУ (функционалы безопасности: максимальные температуры компонентов активной зоны и другие в аварийных режимах работы РУ), объекты – аварийные ситуации и их комбинации, не исключенные детерминистически [3]. Задача решалась в детерминистской постановке и в условиях неопределенности и недостаточности исходной информации [3] с использованием принципа максимина (или максиминной стратегии кооперативной игры). Для решения задачи выбора предпочтительного теплоносителя энергетического реактора на быстрых нейтронах и ранжирования теплоносителей по степени предпочтительности [2, 4] использовались лексикографические методы, устанавливающие отношение лексикографического порядка между объектами задачи. Исходная непрерывная многокритериальная задача предварительно сводилась к дискретной. Критерии задачи объединены в четыре группы:

1) широкий диапазон рабочих температур – низкая температура замерзания, высокая температура кипения и к.п.д. цикла, максимальный диапазон рабочих температур;

2) технология – основные компоненты конструкционных материалов, решена ли проблема коррозии конструкционных материалов, возможность образования интерметаллидов, возможность решения проблем в рамках существующих технологий;

3) нейтронно-физические свойства – долговременная наведенная активность, возможность снижения пустотного эффекта реактивности (ПЭР);

4) внутренняя самозащищенность от аварий типа *ATWS*: аварии с ухудшением условий теплоотвода (*LOHS WS*), аварии с увеличением мощности (*TOP WS*), совокупность тяжелых аварий.

В качестве объектов задачи рассматривались потенциальные теплоносители: жидкие металлы (Li, Na, K, Cs, Ga, Pb, Bi) и их сплавы, включая сплавы щелочных металлов с тяжелыми (с разной концентрацией компонентов).

Одна из задач – двухкритериальная задача непрерывной оптимизации компоновки активной зоны быстрого реактора на максимум мощности и минимум ПЭР с ограничениями для функционалов, определяющих надежность и самозащищенность РУ [5], – решена на основе идей позиционных игр (последовательного принятия решений).

Задача выбора предпочтительных месторождений свинца (для использования в качестве теплоносителя быстрого реактора) с высоким содержанием дважды магического изотопа  $^{208}\text{Pb}$  (как побочного продукта ториевых руд) [6] решена методом смещенного идеала [7]. Метод предполагает формирование идеального (часто недостижимого на практике) и антиидеального объектов из наиболее и наименее предпочтительных критериев соответственно, последовательное (итерационное) исключение худших (по заданным критериям) объектов [7]. В качестве критериев задачи рассматривались содержание свинца в руде (максимизация), содержание изотопов  $^{207}\text{Pb}$  (минимизация) и  $^{208}\text{Pb}$  (максимизация) в свинце [6]. Объекты задачи – пробы, взятые из ториевых месторождений.

В настоящей работе рассматриваются две задачи.

1. Многокритериальная задача выбора предпочтительных компоновок активной зоны быстрого реактора из конечного числа вариантов, каждый из которых (объект многокритериальной задачи) получен в результате решения вспомогательной задачи математического программирования или бескритериальной задачи поиска области безопасных компоновок в пространстве управлений с использованием программного комплекса «ДРАКОН-М» [3]. Задача решена на примере РУ типа БН тепловой мощности 2100 МВт с МОХ-топливом и традиционной компоновкой активной зоны (под традиционной понимается компоновка, состоящая из зон малого и большого обогащения, окруженных боковой и торцевыми зонами воспроизводства).

2. Задача ранжирования параметров РУ по степени влияния на самозащищенность (на примере реактора БРЕСТ большой мощности с замкнутой газотурбинной установкой – БРЕСТ-2400/ЗГТУ [8]).

Эти задачи решены методом смещенного идеала [7]. Одна из проблем использования метода смещенного идеала – практическая недостижимость идеального объекта – недоступность сформированного идеала. Как результат – неудовлетворенность лица, принимающего решение [7].

### **ВЫБОР ПРЕДПОЧТИТЕЛЬНЫХ КОМПОНОВОК АКТИВНОЙ ЗОНЫ. УСЛОВНО РАВНОБЕЗОПАСНЫЕ И УСЛОВНО РАВНООПАСНЫЕ КОМПОНОВКИ**

В задачах проектирования и анализа безопасности РУ может оказаться актуальной проблема выбора единственного варианта компоновки, характеризующегося наибольшей безопасностью (безопасность можно охарактеризовать совокупностью количественных критериев: функционалами безопасности) или выбора нескольких «равнобезопасных» компоновок из допустимого множества (множества безопасных компоновок) – списка вариантов, предложенного лицу, принимающему решение. Очевидно, что равнобезопасными, в строгом смысле этого слова, могут быть лишь тождественно одинаковые компоновки, но для принятия решений можно говорить об

условной равнобезопасности или ввести термин «условно равнобезопасные компоновки».

Какие компоновки можно считать условно равнобезопасными? Все объекты многокритериальной задачи (безопасные компоновки активной зоны), представленные для анализа, могут обладать разной степенью самозащищенности от разных типов аварий, т.е. их априори нельзя считать равнобезопасными.

Существуют методы оценки и выбора предпочтительных решений по многим критериям. С помощью таких методов можно выбрать наиболее предпочтительный объект (вариант компоновки) с точки зрения возможности обеспечения безопасности. Если таких объектов (например, вариантов компоновки) несколько и если они практически неразличимы по совокупности принятых критериев многокритериальной задачи (например, по безопасности), то эти варианты можно считать условно равнобезопасными. Неразличимость объектов по совокупности критериев, например, в методе смещенного идеала, можно интерпретировать как равноудаленность этих реальных объектов задачи (реальных компоновок в пространстве принятых критериев качества – функционалов безопасности) от специально сформированного антиидеального объекта, т.е. «неразличимые» объекты находятся на одинаковых расстояниях от антиидеального. Если единицы измерения критериев одинаковы (обычно используют безразмерные критерии), то в двухкритериальной задаче неразличимые объекты принадлежат окружности, а в трехкритериальной – сфере, центром которой является антиидеальный объект.

Подмножество предпочтительных объектов многокритериальной задачи (вариантов компоновки активной зоны) можно считать оптимальными по Парето. Парето-оптимальные объекты, в свою очередь, можно считать эквивалентными.

Таким образом, условно равнобезопасные компоновки – Парето-оптимальные объекты многокритериальной задачи, где в качестве критериев рассматриваются функционалы безопасности, характеризующие различные аварийные ситуации, не исключенные детерминистически. Чем больше критериев имеет задача, тем более обосновано употребление понятия «условно равнобезопасные компоновки». Если необходимо решить задачу оптимального проектирования РУ, в которой тяжелые аварии исключены детерминистически, можно предварительно исключить из рассмотрения доминируемые объекты, к которым следует отнести компоновки активной зоны, полученные при нарушении хотя бы одного из ограничений из всей совокупности ограничений для функционалов безопасности, характеризующих все наиболее опасные аварийные ситуации.

В общем случае условно равнобезопасными компоновками следует считать эквивалентные объекты многокритериальной задачи, где в качестве критериев рассматриваются функционалы безопасности, характеризующие всю совокупность аварийных ситуаций, не исключенных детерминистически. Однако, если для данного типа проектируемой РУ идеалы естественной безопасности в принципе недостижимы, то эти выделенные эквивалентные объекты могут относиться и к доминируемым (заведомо наименее предпочтительным или недопустимым с точки зрения принятых критериев). Такие компоновки разумнее отнести к «условно равноопасным».

Таким образом, в задаче выбора условно равнобезопасных компоновок активной зоны интерес представляет не просто выделение эквивалентных объектов многокритериальной задачи, а объектов, являющихся предпочтительными, оптимальными по Парето.

Получение условно равнобезопасных и условно равноопасных компоновок актуально, если разрабатываемая РУ априори не удовлетворяет требованиям естественной безопасности, а при ее проектировании необходимо приблизиться к идеалам

естественной безопасности насколько это возможно (если, вообще, возможно) за счет совершенствования физических и технических решений. Характерный пример – РУ типа БН средней и большой мощности с оксидным топливом. Как известно, в таких реакторах роль доплеровского коэффициента реактивности в аварийных ситуациях типа *TOP* (инициированных вводом положительной реактивности) и *LOF* (инициированных обесточиванием главных циркуляционных насосов) противоположна [9]. Проблема усугубляется при отказе аварийной защиты (режимы *TOP WS* и *LOF WS* соответственно) [3].

В общем случае решение задач оптимального проектирования с ограничениями для функционалов безопасности, характеризующих только режим *TOP WS* для РУ такого типа, приводит к получению компоновки активной зоны, не обладающей свойством самозащищенности от аварий *LOF WS*, и наоборот. Оптимизация носит ярко выраженный конфликтный характер: можно получить компоновку, обладающую свойством самозащищенности от одного класса аварий, и не обладающую таким свойством по отношению к другому классу аварий. Требование одновременного выполнения ограничений для функционалов, характеризующих режимы *TOP WS* и *LOF WS*, носит конфликтный характер. При отсутствии пассивных систем задача оптимального проектирования может оказаться несовместной. В этом случае и приходится вводить понятие «условно равноопасные» компоновки.

Для иллюстрации выбраны пять разных вариантов (табл. 1) традиционных компоновок активной зоны РУ типа БН тепловой мощности 2100 МВт с МОХ-топливом, обладающих (за исключением варианта 1) свойством самозащищенности от комбинации ситуаций *TOP WS* и *LOF WS*. В табл. 1 приведены управляющие параметры (параметры, за счет изменения которых достигалось выполнение ограничений для функционалов (включая функционалы безопасности), характеризующих комбинацию режимов *TOP WS + LOF WS*), функционалы, характеризующие режим работы на номинальной мощности, и два функционала безопасности (максимальная температура теплоносителя в переходном и установившемся режимах). Компоновки получены с помощью расчетно-оптимизационного комплекса «ДРАКОН-М» [3] при решении задач без критерия оптимальности – на поиск области безопасных компоновок в пространстве управлений. Варианты 2–4 – три разные точки такой области (табл. 1). Вариант 3 (табл. 1) – реактор с внутренней зоной воспроизводства.

Рис. 1 иллюстрирует возможность сравнения этих вариантов по разным критериям. (В общем случае число критериев может быть большим, но конечным). На рис. 1 пять различных компоновок активной зоны (табл. 1) представлены в виде пяти объектов многокритериальной задачи. Для наглядности рассматривается задача на максимум двух критериев: температурных запасов до кипения теплоносителя в переходном и установившемся (в результате действия обратных связей по реактивности) режимах (рис. 1а). Разброс значений выбранных критериев приблизительно одинаков, значимость учета этих критериев с точки зрения обеспечения самозащищенности также одинакова. Критерии можно считать равнозначными. Объекты задачи (варианты компоновок) в предположении равнозначности критериев можно ранжировать по степени предпочтительности следующим образом: 5 > 3 > 2 > 4 > 1, причем объект 1 является недопустимым (доминируемым) – соответствует кипению натрия, а объект 5 совпадает с идеальным объектом данной задачи. Принято считать, что чем больше разброс критерия, тем выше его информативность. При сравнении объектов 2, 3 и 4 (рис. 1а) критерий «температурный запас до кипения теплоносителя в установившемся режиме» не информативен (значения критерия одинаковы для этих объектов и их сравнение проводится по критерию «температурный запас до кипения теплоносителя в переходном режиме»).

Таблица 1

**Варианты компоновки РУ типа БН**

	Вариант 1	Вариант 2	Вариант 3	Вариант 4	Вариант 5
<i>Управляющие параметры</i>					
Обогащение топлива (ЗМО / ЗБО), %	18 / 21	4,596 / 28,07	- / 25,09	15,04 / 19,91	15,96 / 18,20
Диаметр топливной таблетки <sup>(1)</sup> , мм	5,98 / 5,98	5,148 / 5,000	5,150 / 5,150	5,295 / 5,315	4,524 / 4,972
Относительный шаг решетки твэлов <sup>(1)</sup>	1,160 / 1,160	1,151 / 1,200	1,149 / 1,193	1,178 / 1,176	1,183 / 1,152
Объемная доля чехлов ТВС <sup>(1)</sup> , %	7 / 7	4,634 / 7,060	4,500 / 6,306	6,969 / 6,969	6,451 / 6,504
Объемная доля межкассетного теплоносителя <sup>(1)</sup> , %	9 / 9	7,704 / 4,639	6,992 / 4,150	8,899 / 8,899	8,182 / 8,223
Радиальные размеры зон <sup>(1)</sup> , см	82,00 / 46,00	93,07 / 39,16	95,84 / 40,90	83,77 / 46,28	89,10 / 45,84
Высота активной зоны, см	95,0	109,7	114,2	95,4	100,4
Номинальный массовый расход теплоносителя <sup>(1)</sup> , кг/(м <sup>2</sup> ·с)	6700 / 6800	5607 / 8949	5640 / 9000	6800 / 7154	6648 / 6089
<i>Функционалы (режим работы на номинальной мощности)</i>					
Средняя температура теплоносителя, К	743		730		
Макс. температура топлива <sup>(1)</sup> , К	2656/2801	1259/2779	968/2588	2059/2379	1680/1993
Макс. температура оболочек твэлов <sup>(1)</sup> , К	895 / 909	762 / 892	710 / 876	840 / 875	824 / 898
КВА	0,79	0,77	0,84	0,86	0,90
Макс. температура теплоносителя <sup>(1)</sup> , К	862 / 862	755 / 852	709 / 851	822 / 852	811 / 882
Максимальная линейная нагрузка на твэлы (ЗМО/ЗБО), Вт/см	392,9 / 421,8	110,5 / 399,8	58,13 / 368,2	266,8 / 328,7	182,6 / 242,2
Объем активной зоны, м <sup>3</sup>	4,890	6,026	6,712	5,070	5,743
<i>Функционалы безопасности</i>					
Максимальная температура теплоносителя (переходный режим) <sup>(2)</sup> , К	1131/кипит /1155 / кипит	895 / 1142 / 913 / 1155	848 / 1143 / 869 / 1156	1058 / 1134 / 1080 / 1155	1051/1113/ 1070 / 1132
Макс. температура теплоносителя (установившийся режим) <sup>(2)</sup> , К	1103/1155 /1125 / кипит	862 / 1076 / 877 / 1088	816 / 1066 / 834 / 1077	1026 / 1097 / 1046 / 1116	1015 / 1071 / 1032 / 1088
Макс. температура топлива (переходный режим) <sup>(1)</sup> , К	2873 / 3061	Уменьшается в переходном режиме			

Примечания.

(1) Приведены значения для двух радиальных зон: первая – зона малого обогащения (ЗМО) и зона воспроизводства над ней, вторая – зона большого обогащения (ЗБО) и зона воспроизводства над ней.

(2) Приведены значения для четырех зон: ЗМО, ЗБО, зона воспроизводства над ЗМО, зона воспроизводства над ЗБО.

Рис. 16 иллюстрирует решение задачи максимизации максимальной линейной нагрузки ( $q_l^{\max}$ ) на твэлы и коэффициента воспроизводства активной зоны (КВА) (цель – КВА → 1, что позволит минимизировать запас реактивности на выгорание). Поскольку объект 1 доминируемый и должен быть исключен из рассмотрения, идеальный (И) и антиидеальный (А) объекты задачи (не существующие в действительности) формируются на объектах 2, 3, 4, 5.

Пример, представленный на рис. 1а иллюстрирует возможность выбора единствен-

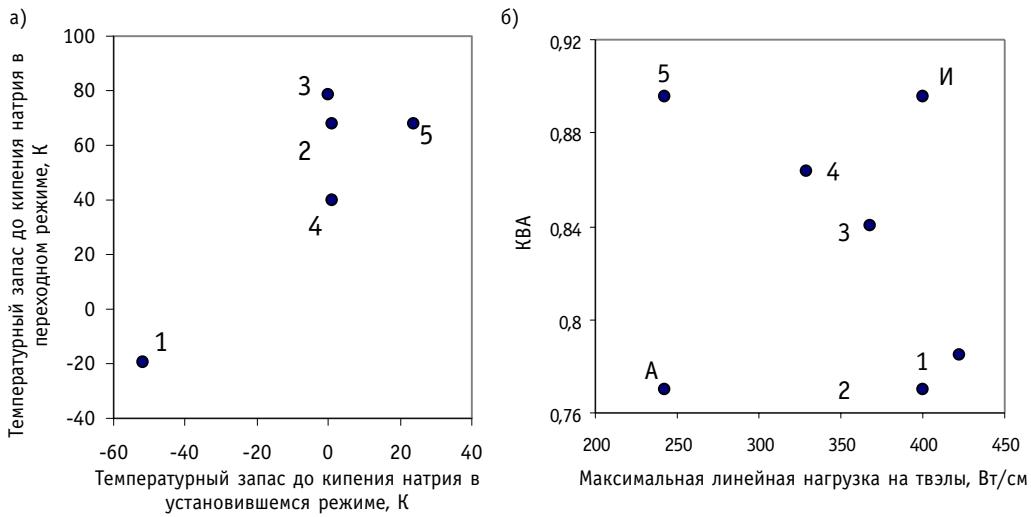


Рис. 1. Иллюстрация к решению дискретной двухкритериальной задачи: объекты – варианты традиционной компоновки РУ типа БН-800 с МОХ-топливом

ного предпочтительного (оптимального) варианта; на рис. 1б проиллюстрирована сложность такого выбора (по двум другим критериям).

Основная проблема решения многокритериальных задач связана с неоднородностью пространства критериев – критерии качества имеют различные единицы измерения. Решению проблемы способствует переход к относительным критериям и использование коэффициентов относительной важности критериев [7]. Эти коэффициенты задаются лицом, принимающим решение, или экспертами.

В рассматриваемом случае переход к относительным критериям осуществляется следующим образом. Вариант 5 характеризуется максимальным значением КВА для допустимых вариантов (2–5). Это значение (КВА=0,9) принимается за единицу (единичный относительный критерий) по шкале КВА. Вариант 2 характеризуется максимальным значением  $q_l^{\max}$  (399,8 Вт/см) среди допустимых вариантов. Это значение принимается за единицу по шкале  $q_l^{\max}$ .

Для оценки важности критериев (для определения коэффициентов важности) существуют различные подходы [7]. В данной задаче может быть использован информационный подход, когда более информативному критерию придается большее значение коэффициента важности. Относительный разброс  $q_l^{\max}$  и КВА (определяющий информативность критерия) для допустимых вариантов 0,39 и 0,15 соответственно. Эти разбросы характеризуют информативность критериев и могут рассматриваться как коэффициенты важности для  $q_l^{\max}$  и КВА. Из анализа вариантов 2–5 (табл. 1) следует, что увеличение  $q_l^{\max}$  от 242,2 до 399,8 Вт/см приводит к уменьшению КВА от 0,90 до 0,77. Иначе говоря, увеличение максимальной линейной нагрузки на 100 Вт/см приводит в среднем к уменьшению КВА на 0,08.

Переходя к относительным критериям и учитывая коэффициенты важности, можно считать, что по критериям  $q_l^{\max}$  и КВА объекты (варианты компоновок) эквивалентны (2 ~ 3 ~ 4 ~ 5) и оптимальны по Парето.

Таким образом, увеличение КВА приводит к ухудшению другого критерия качества: возможно за счет снижения линейной нагрузки на твэлы. Дальнейшее увеличение КВА (по крайней мере в рамках традиционной компоновки активной зоны) может привести к нарушению ограничений задачи.

## РАНЖИРОВАНИЕ ПАРАМЕТРОВ РУ БРЕСТ-2400/ЗГТУ ПО СТЕПЕНИ ВЛИЯНИЯ НА ФУНКЦИОНАЛЫ БЕЗОПАСНОСТИ

Поскольку коэффициенты чувствительности различных функционалов  $F_i$  (где  $i = 1, 2, \dots, I$ ), в том числе функционалов безопасности, к различным параметрам  $v_n$  ( $n = 1, 2, \dots, N$ ), могут иметь разную размерность, определение параметров, оказывающих наибольшее влияние на безопасность РУ, возможно на основе сравнения относительных значений  $G_{i,n}$  коэффициентов чувствительности функционалов к этим па-

раметрам:  $G_{i,n} = dF_i / dv_n \cdot v_n / F_i$ . Наиболее значимому параметру соответствует максимальное абсолютное значение  $|G_{i,n}|$ . В этом физический смысл относительных коэффициентов чувствительности.

Безопасность РУ в целом характеризуется большим числом функционалов, соответствующих различным аварийным ситуациям. Очевидно, что число функционалов и параметров, описывающих конструкцию и свойства РУ, конечно. В этом случае задачу ранжирования различных параметров реактора по степени влияния на безопасность можно сформулировать как дискретную многокритериальную и решать известными методами. При большой размерности задачи можно использовать, например, метод смещенного идеала [7].

На рис. 2 и 3 представлены эффективные объекты дискретной многокритериальной задачи выбора параметров, оказывающих наибольшее влияние на самозащищенность РУ БРЕСТ-2400/ЗГТУ [8] от совокупности аварий *LOF WS* и *TOP WS* (рис. 2) и от наложения режимов (*LOF + TOP + LOHS*) *WS* (рис. 3). Критерии  $H_k$  задачи – абсолютные значения относительных коэффициентов чувствительности функционалов безопасности  $H_k = |G_{i,n}|$ , где  $i = 1, 2, \dots, I$ ;  $n = 1, 2, \dots, N$ ;  $k = 1, 2, \dots, K$ ;  $K = I \times N$ . Для иллюстрации в качестве критериев задачи ранжирования параметров РУ БРЕСТ-2400/ЗГТУ по степени влияния на безопасность рассматриваются абсолютные значения относительных коэффициентов чувствительности следующих функционалов безопасности:  $H_1$  – максимальной температуры оболочек твэлов в переходном режиме *LOF WS*;  $H_2$  – максимальной температуры топлива в переходном режиме *LOF WS*;  $H_3$  – максимальной температуры топлива в установившемся в результате действия обратных реактивностных связей состоянии *TOP WS*;  $H_4$  – максимальной мощности в установив-

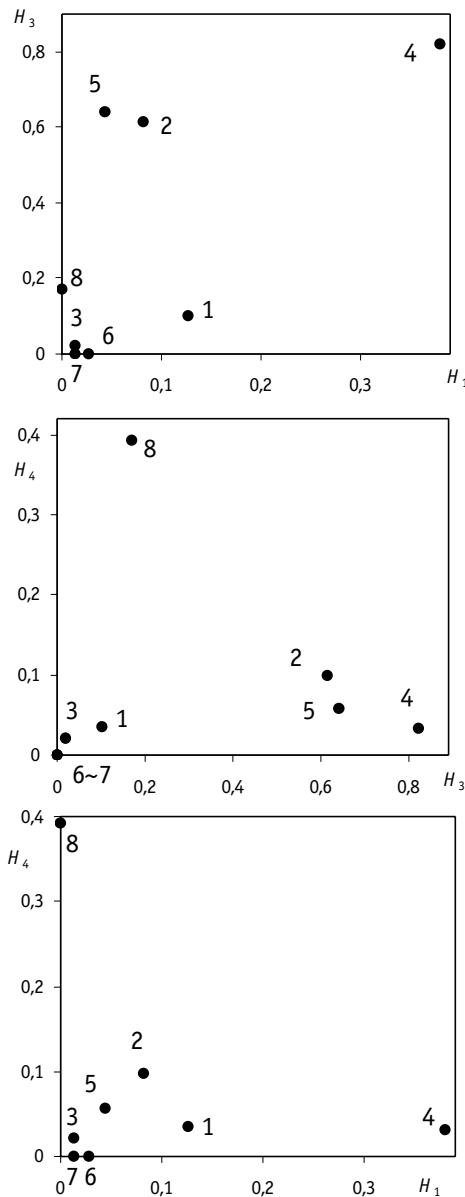


Рис. 2. Иллюстрация к решению задачи выбора параметров, оказывающих наибольшее влияние на самозащищенность реактора БРЕСТ-2400 от совокупности аварий *LOF WS* и *TOP WS* (без их наложения)

шемся состоянии  $TOP\ WS$ ,  $H_5$  – максимальной температуры оболочек твэлов в центральной зоне профилирования в ситуации  $LOF\ WS$  в режиме естественной циркуляции теплоносителя.

Объекты задачи (обозначены цифрами на рис. 2 и 3): 1 – средняя скорость свинцового теплоносителя, 2 – диаметр топливной таблетки, 3 – высота топливного столба, 4 – относительный шаг решетки твэлов, 5 – объемная доля топлива, 6 – время уменьшения расхода в режиме  $LOF\ WS$ , 7 – плотность топлива в центральной зоне, 8 – введенная реактивность, 9 – время ввода реактивности, 10 – время изменения температуры свинца на входе в активную зону в процессе  $LOHS\ WS$ , 11 – эффективная высота контура естественной циркуляции, 12 – новое значение температуры свинца на входе в активную зону в процессе  $LOHS\ WS$ . Объекты 1–5, 7 соответствуют центральной зоне профилирования РУ БРЕСТ-2400/ЗГТУ [8].

В задаче максимизации  $H_k$  (где  $k = 1, 2, \dots, K$ ) наиболее предпочтительный объект и есть наиболее значимый с точки зрения влияния на самозащищенность РУ.

Если при решении задачи выбора предпочтительной компоновки (рис. 1б) важность критериев определяется на основе информационного подхода, то в задаче ранжирования параметров РУ БРЕСТ-2400/ЗГТУ по степени влияния на безопасность, используется другой способ, основанный на учете того факта, что критический элемент РУ типа БРЕСТ в обеспечении самозащищенности – оболочка твэлов (в аварийных режимах имеются значительные запасы по температуре топлива и теплоносителя). В этом случае наиболее важные (значимые для обеспечения самозащищенности РУ) критерии  $H_1$  и  $H_5$ .

По результатам анализа  $LOF\ WS$  можно сделать следующий вывод. По наиболее важным критериям: ( $H_1, H_5$ ), при условии равнозначности этих критериев, объекты задачи по степени предпочтительности можно ранжировать следующим образом: 4 f 2 f 1 f 3 ~ 5 f 6.

#### **Выходы по данным, представленным на рис.2.**

- Объект 4 наиболее предпочтителен (а по критериям, характеризующим режим  $TOP\ WS$ , конкурирует с объектом 8), т.е. варьирование относительного шага решетки твэлов оказывает наибольшее влияние на самозащищенность реактора от совокупности аварийных ситуаций  $LOF\ WS$  и  $TOP\ WS$ .

- Влияние введенной реактивности (объект 8) на самозащищенность от аварий типа  $TOP\ WS$  очевидно.

- При относительно малой введенной реактивности (меньше доли запаздывающих нейтронов) варьирование относительного шага решетки твэлов оказывает большее влияние на самозащищенность от аварий типа  $TOP\ WS$ .

В координатах ( $H_1, H_2$ ) при наложении ( $LOF + TOP + LOHS$ )  $WS$  наиболее значимые объекты 8, 11, 12 (рис. 3).

Таким образом, одним из наиболее значимых параметров, влияющих на обеспечение самозащищенности РУ БРЕСТ-2400/ЗГТУ от аварий типа  $ATWS$  является относительный шаг решетки твэлов.

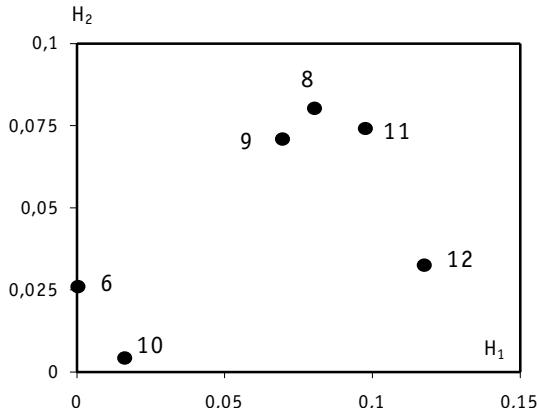


Рис. 3. Иллюстрация к решению задачи выбора параметров, оказывающих наибольшее влияние на самозащищенность реактора БРЕСТ-2400 при наложении ( $LOF + TOP + LOHS$ )  $WS$

Из рис. 2 и 3 можно легко получить численные значения абсолютных значений относительных коэффициентов чувствительности.

### **Литература**

1. Волков И.К., Загоруйко Е.А. Исследование операций: Учеб. для вузов/Под ред. В.С. Зарубина, А.П. Крищенко. – М.: Изд-во МГТУ им. Н.Э. Баумана, 2002. (Серия «Математика в техническом университете». – Вып. XX).
2. Окунев В.С. Принятие решений в задачах проектирования ЯЭУ и обоснования их безопасности/Образование через науку: Тез. докл. Международной конф. (Москва, 2005). – М.: МГТУ им. Н.Э. Баумана, 2005. – С.474 – 475.
3. Кузьмин А.М., Окунев В.С. Использование вариационных методов для решения задач обеспечения и обоснования естественной безопасности реакторов на быстрых нейтронах. – М.: МИФИ, 1999.
4. Окунев В.С. Некоторые вопросы использования жидкых металлов и их сплавов для охлаждения реакторов на быстрых нейтронах/Отчет НИИЭМ МГТУ им.Н.Э.Баумана. – 2004. – 241 с.
5. Окунев В.С. Максимизация мощности быстрого реактора со свинцово-висмутовым теплоносителем//Атомная энергия. – 2001. – Т. 90. – Вып. 3. – С.234-241.
6. Окунев В.С. Резервы концепции «БРЕСТ» (при переходе к энергоблокам большой мощности)/ Научная сессия «МИФИ-2006»: Сб. научн. тр. – М.: МИФИ, 2006. – Т.8. – С. 89-90.
7. Елтаренко Е.А. Оценка и выбор решений по многим критериям: Учебн. пособие. – М.: МИФИ, 1995.
8. Иванов В.Л., Калишевский Л.Л., Козлов О.С. и др. Аналитическое и расчетное обеспечение проектных решений АЭС с реактором БРЕСТ большой мощности (БРЕСТ-2400) и газотурбинным циклом преобразования энергии/Ядерные реакторы на быстрых нейтронах: Тр. Российского науч.-технич. форума (Обнинск, 8-12 декабря 2003 г.).
9. Хаммел Г., Окрент Д. Коэффициенты реактивности в больших энергетических реакторах на быстрых нейтронах (пер. с англ.). – М.: Атомиздат, 1975.

Поступила в редакцию 24.04.2006

# К ВОПРОСУ ОПРЕДЕЛЕНИЯ УМНОЖЕНИЯ НЕЙТРОНОВ В ГЛУБОКО ПОДКРИТИЧЕСКИХ СИСТЕМАХ

**В.А. Грабежной, В.А. Дулин, В.В. Дулин, Г.М. Михайлов**

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



Разработана модификация метода Росси- $\alpha$  для определения умножения нейтронов в глубоко подкритических состояниях размножающих сред. Она состоит в измерении интеграла по времени (метод площадей) от коррелированной части распределения и интеграла в области, не зависящей от времени части распределения (область постоянного фона), а не самих измеренных величин постоянных спада нейтронной плотности нейтронов  $\alpha$ . Это позволяет проводить расчетный анализ, используя интегральное по времени уравнение для потока нейтронов и не использовать представления точечной модели кинетики. При расчете пространственно-корреляционного фактора применяется решение сопряженного (по отношению к скорости счета детектора) неоднородного уравнения. Его вычисление проводится с учетом делений среды и делений в источнике спонтанных нейтронов. Для получения умножения нейтронов в среде (и эффективного коэффициента размножения нейтронов) не требуется знание эффективной доли запаздывающих нейтронов. Проведены измерения с плутоний-стальными и уран-стальными блоками, и блоками из двуокиси урана разного обогащения. Измеренные величины умножения нейтронов в диапазоне 0.15–0.45 хорошо согласуются с результатами расчетов.

В работах [1–3] было предложено использовать модификацию метода Росси- $\alpha$  для определения глубоко подкритических состояний размножающих сред. Модификация состоит в использовании интеграла по времени от коррелированной части распределения и  $N = C \Delta t$  – интеграла в интервале  $\Delta t$  в области, не зависящей от времени части распределения (область постоянного фона), а не самих измеренных величин постоянных спада нейтронной плотности нейтронов  $\alpha$ . Заметим, что использование такого метода (метода площадей) стало возможным после выявления природы временной зависимости некоррелированного фона [4] и получения из данных эксперимента количественной поправки для величины фона в области коррелированной части распределения [5].

По мере удаления от критического состояния все большую роль приобретает конкретное положение детекторов и источников нейтронов. В этом случае для вычисления пространственно-корреляционного фактора  $D_S$  наряду с уравнением переноса с источником нельзя использовать решение сопряженного однородного условно-критического уравнения, т.к. результаты эксперимента с таким  $D_S$ , при тестировании, сильно расходились с расчетом.

---

© В.А. Грабежной, В.А. Дулин, В.В. Дулин, Г.М. Михайлов, 2006

В работах [2, 3] предложено для вычисления  $D_S$  наряду с решением уравнения переноса нейтронов с источником  $\varphi(x)$  использовать  $\varphi_\sigma^+(x)$  – решение сопряженного ему (по отношению к скорости счета такого детектора) неоднородного уравнения

$$\hat{F}^+ \chi \varphi_\sigma^+ - \hat{L} \varphi_\sigma^+ + \sigma(\vec{r}, E) = 0; \quad \sigma(\vec{r}, E) = \begin{cases} \sigma_d(E), & \vec{r} \in W \\ 0 & \end{cases}, \quad (1)$$

где  $\sigma(\vec{r}, E)$  – макроскопическое сечение регистрации нейтронов детектором, расположенным в области  $W$ , а  $(x)$  – все переменные  $(\vec{r}, E, \vec{\Omega})$ . Здесь  $\varphi_\sigma^+(x)$  является эффективностью детектора по отношению к одному родившемуся в точке  $x$  нейтрону, т.е. ценностью регистрируемых детектором нейтронов. Ее величина однозначно определяется как решение неоднородного уравнения (1) для конкретно заданного детектора. В настоящей работе проведено тестирование предложенного метода для плутониевых и урановых глубоко подкритических систем. Напомним основные положения работ [1–3].

Если  $q(x)$  – интенсивность источника нейтронов, то стационарная плотность потока мгновенных нейтронов  $\Phi(x)$  описывается неоднородным уравнением

$$(1 - \beta_{eff}) \chi_p \hat{F} \Phi - \hat{L} \Phi + q(x) = 0. \quad (2)$$

При  $q(x) = v_{Sp} Q_S(x)$  – известной интенсивности источника нейтронов от спонтанных делений, скорость отсчетов детектора мгновенных нейтронов от всех делений  $C_p$

$$C_p = \langle (v_p \Sigma_f \Phi + v_{Sp} Q_S) \cdot \varphi_\sigma^+ \rangle, \quad (3)$$

где  $v_p = v (1 - \beta_{eff})$  – количество мгновенных нейтронов на 1 деление;  $\Sigma_f \varphi(x)$  – скорость делений ядер среды, а  $\langle \rangle$  – символ интегрирования по всем переменным  $(\vec{r}, E, \vec{\Omega})$ .

Временное Росси- $\alpha$  распределение  $R(t)$  цепочки вторых отсчетов (при условии, что в момент  $t = 0$  произошел первый, послуживший стартом временного анализатора (ВА) с постоянной длительностью развертки, как известно, имеет вид

$$R(t) dt = C_p dt \frac{1}{C_p} P_{\text{кор}}(t) dt. \quad (4)$$

В методе площадей при использовании интегралов по  $t$  нет необходимости в приближении точечной модели кинетики (в обычно используемой традиционной экспоненциальной зависимости  $P_{\text{кор}}(t)$ ). Действительно, при коэффициенте размножения нейтронов  $k \approx 0.5$  количество нейтронов в цепочке быстро уменьшается и говорить о наблюдении постоянной спада плотности мгновенных нейтронов а не имеет смысла. Однако величина умножения мгновенных нейтронов в среде  $R_{kp}$  от  $v_{Sp} Q_S(x)$  введенных в нее нейтронов существует и, как известно, определяется выражением

$$R_{kp} = 1 + \frac{\langle \varphi_k^+ v_p \Sigma_f \Phi \rangle}{\langle \varphi_k^+ v_{Sp} Q_S \rangle} = \frac{1}{1 - k_p}, \quad (5)$$

где  $k_p$  и  $\varphi_k^+(x)$  – собственное значение и решение сопряженного условно-критического уравнения

$$\frac{1}{k_p} \hat{F}^+ \chi \varphi_k^+(x) - \hat{L}^+ \varphi_k^+(x) = 0. \quad (6)$$

Аналогично величине  $R_{kp}$  можно определить умножение мгновенных нейтронов, регистрируемых детектором  $R_{\sigma p}$

$$R_{\sigma p} = 1 + \frac{\langle \varphi_\sigma^+ v_p \Sigma_f \Phi \rangle}{\langle \varphi_\sigma^+ v_{Sp} Q_S \rangle}. \quad (7)$$

Именно эта величина связана с показаниями используемого детектора (1).

Соответственно можно аналогично (5) определить величину  $k'_{\sigma p}$ , связанную с  $R_{\sigma p}$ :

$$R_{\sigma p} = \frac{1}{1 - k'_{\sigma p}}. \quad (7')$$

В каждой цепочке от одного деления детектор из-за умножения нейтронов регистрирует в  $R_{\sigma p}^2$  раз больше совпадений, чем от одного деления (т.е. эффективность детектора есть теперь  $\varphi_{\sigma}^{+} \cdot R_{\sigma p}$ ):

$$\int_{-\infty}^{+\infty} P_{\text{кор}}(t) dt = \left[ \overline{v_p(v_p - 1)} \cdot \Sigma_f \Phi + \overline{v_{sp}(v_{sp} - 1)} \cdot Q_s \right] \cdot (\varphi_{\sigma}^{+})^2 \cdot R_{\sigma p}^2. \quad (8)$$

Обозначим через  $S$  интеграл по времени от коррелированной части распределения

$$S = \frac{1}{C_p} \int_{-\infty}^{+\infty} P_{\text{кор}}(t) dt.$$

Измерив распределение  $R(t)$  и найдя  $S$  и  $N = C_p \Delta t$ , получим связь между ними и скоростями делений (см. (3) и (8)):

$$\frac{N}{S \Delta t} = \frac{C_p^2}{\int_{-\infty}^{+\infty} P_{\text{кор}}(t) dt} = \frac{\langle (v_p \Sigma_f \Phi + v_{sp} Q_s) \varphi_{\sigma}^{+} \rangle^2}{\left\langle \left[ \overline{v_p(v_p - 1)} \cdot \Sigma_f \Phi + \overline{v_{sp}(v_{sp} - 1)} \cdot Q_s \right] \cdot (\varphi_{\sigma}^{+})^2 \right\rangle \cdot R_{\sigma p}^2}, \quad (9)$$

здесь слева – результат эксперимента  $\frac{N}{S \Delta t}$ , справа – соответствующая расчетная величина, содержащая, однако, известную величину  $\langle v_{sp} Q_s \rangle$ . Для удобства сравнения с экспериментом выделим ее, умножив числитель и знаменатель правой части на  $\langle v_{sp} Q_s \rangle$  и обозначим пространственно-изотопный корреляционный фактор для среды со спонтанным источником и реальным детектором как  $D_{is}^{sp}$ :

$$D_{is}^{sp} = v_{sp} \times D_i^{sp} \times D_s = \frac{\langle v_{sp} Q_s \rangle \left\langle \left[ \overline{v_p(v_p - 1)} \cdot \Sigma_f \Phi + \overline{v_{sp}(v_{sp} - 1)} \cdot Q_s \right] (\varphi_{\sigma}^{+})^2 \right\rangle}{\langle (v_p \Sigma_f \Phi + v_{sp} Q_s) \varphi_{\sigma}^{+} \rangle^2}, \quad (10)$$

где  $D_s$  – пространственный корреляционный фактор. Для вычисления  $D_{is}^{sp}$  надо знать величины  $\overline{v_p(v_p - 1)}$  и  $\overline{v_{sp}(v_{sp} - 1)}$ . Их проще всего получить из изотопных корреляционных факторов (Дайвен-факторов)

$$D_i = \frac{\overline{v_p(v_p - 1)}}{\overline{v}_p^2} \quad \text{и} \quad D_i^{sp} = \frac{\overline{v_{sp}(v_{sp} - 1)}}{\overline{v}_{sp}^2} \quad (11)$$

и величин  $(\overline{v}_p)^2$ ,  $(\overline{v}_{sp})^2$  или вычислить с использованием измеренных распределений множественности мгновенных нейтронов  $p(v)$  [7, 8].

Используя определение  $D_{is}^{sp}$  (см. (10)), перепишем (9):

$$E_{sp} = \frac{D_{is}^{sp} N}{S \Delta t} \Big|_{sp} = \langle n_{sp} Q_s \rangle \times (1 - k'_{\sigma p \text{exp}})^2. \quad (12)$$

Зная величины  $\langle v_{sp} Q_s \rangle$  и  $\Delta t$ , используя параметры измеренного Росси- $\alpha$  распределения  $N$  и  $S$  и рассчитывая  $D_{is}^{sp}$  (см. (1), (2) и (10)), найдем  $k'_{\sigma p \text{exp}}$ . Эту полученную

из эксперимента (с использованием поправки  $D_{is}^{sp}$ ) величину следует сравнить с рассчитанной  $K'_{\sigma p}$  (см. (7)). Разница  $K'_{\sigma p \text{exp}} - K'_{\sigma p}$  (и соответственно  $R_{\sigma p \text{exp}} - R_{\sigma p}$ ) и есть поправка на отличие результатов измерений с конкретным детектором (2) от результатов соответствующих расчетов для этого же детектора.

Разница же  $K'_p - K'_{\sigma p}$  (и соответственно  $R_{kp} - R_{\sigma p}$ ) есть расчетная пространственная поправка на разницу в результатах, полученных в расчетах с конкретным детектором (1) и «идеальным» детектором, который давал бы величину эффективного коэффициента размножения  $k_p$  (см. (5)).

Если величина  $\langle Q_s \rangle$  неизвестна, то можно использовать дополнительный источник Cf-252 с известной интенсивностью делений  $Q_{cf}$ , измерить с ним распределение  $R(t)$  и найти новые величины  $S$  и  $N$ . Для этого надо добавить к  $v_s Q_s$  нейтроны источника Cf-252  $v_{cp} Q_{cf}$ , с такой суммой найти новую стационарную плотность потока мгновенных нейтронов  $\Phi(x)$  (1). Добавляя к  $v_{sp}(v_{sp}-1) \cdot Q_s$  в (8) величину  $v_{cp}(v_{cp}-1) \cdot Q_{cf}$ , вместо (10) получим  $D_{is}^{sp+cf}$ :

$$D_{is}^{sp+cf} = \frac{\langle v_{sp} Q_s + v_{cp} Q_{cf} \rangle \left[ \overline{v_p(v_p-1)} \cdot \Sigma_f \Phi + \overline{v_{sp}(v_{sp}-1)} \cdot Q_s + \overline{v_{cp}(v_{cp}-1)} \cdot Q_{cf} \right] (\varphi_\sigma^+)^2}{\langle (v_p \Sigma_f \Phi + v_{sp} Q_s + v_{cp} Q_{cf}) \varphi_\sigma^+ \rangle^2} \quad (13)$$

$$E_{sp+cf} = \frac{D_{is}^{sp+cf} N}{S \Delta t} \Big|_{Sp+cf} = \langle v_{sp} Q_s + v_{cp} Q_{cf} \rangle \times (1 - K'_{\sigma p \text{exp}})^2. \quad (14)$$

Вычитая из (13) (12), получим

$$E_{sp+cf} - E_{sp} = v_{cp} Q_{cf} \times (1 - K'_{\sigma p \text{exp}})^2. \quad (15)$$

Хотя в точном знании абсолютной интенсивности  $Q_s$  нет необходимости, тем не менее знать, что за спонтанно делящийся изотоп в среде и каково его пространственное распределение, все же необходимо для вычисления факторов  $D_{is}^{sp}$  и  $D_{is}^{sp+cf}$ .

Если детектор регистрирует и запаздывающие нейтроны, то

$$C = \langle (v \Sigma_f \Phi + v_s Q_s) \cdot \varphi_\sigma^+ \rangle, \quad (16)$$

а стационарная плотность потока всех нейтронов  $\Phi$  является решением уравнения:

$$\chi \hat{F} \Phi - \hat{L} \Phi + v_s Q_s = 0.$$

Тогда во всех выражениях величина  $C_p$  из (3) должна быть заменена на  $C$  из (16). В методе учет доли запаздывающих нейронов дает незначительную поправку к величине пространственно-корреляционного фактора, равную  $(1 - \bar{\beta}_{eff})^2$ :

$$(1 - \bar{\beta}_{eff}) = \frac{\langle [v(1-\beta) \cdot \Sigma_f \Phi + v_s(1-\beta_s) \cdot Q_s] (\varphi_\sigma^+)^2 \rangle}{\langle (v \Sigma_f \Phi + v_s Q_s) \varphi_\sigma^+ \rangle^2}.$$

Эта поправка уменьшается с уменьшением умножения и вообще не велика, поскольку  $\beta_s \approx 0.005$  для основных спонтанно делящихся изотопов ( $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{U}$ ) и для  $^{239}\text{Pu}$ .

Представляло интерес проверить этот метод экспериментом в слаборазмножающих системах. В качестве таких систем были взяты цилиндрические контейнеры, набранные из таблеток плутония и урана, использующиеся на быстром физическом стенде БФС. Подробное описание условий проведенных измерений с плутониевыми блоками и результаты их предварительного анализа содержатся в [2]. Здесь же ограни-

чимся небольшим дополнением.

В измерениях использовались сцинтилляционные детекторы на основе органических кристаллов стильбена с дискриминацией импульсов от комптоновских электронов отдачи по времени высыпчивания. Детекторы имели порог регистрации нейтронов 1 МэВ, т. е. не регистрировали запаздывающие нейтроны. Импульсы на счетный вход подавались с задержкой 3 мкс.

Из-за малого времени спада нейтронной плотности ( $< 0.1$  мкс) вся коррелированная часть распределения попадала в область временного разрешения дискриминатора ( $\approx 1$  мкс) и полностью регистрировалась (пик через 8 каналов, т.е. через 3.2 мкс после старта).

На рис. 1 в качестве примера приведены типичные Rossi- $\alpha$  распределения для источника калифорния и для этого же источника, помещенного в плутониевый блок. Интеграл в пике в обоих случаях  $\approx 10^4$  импульса.

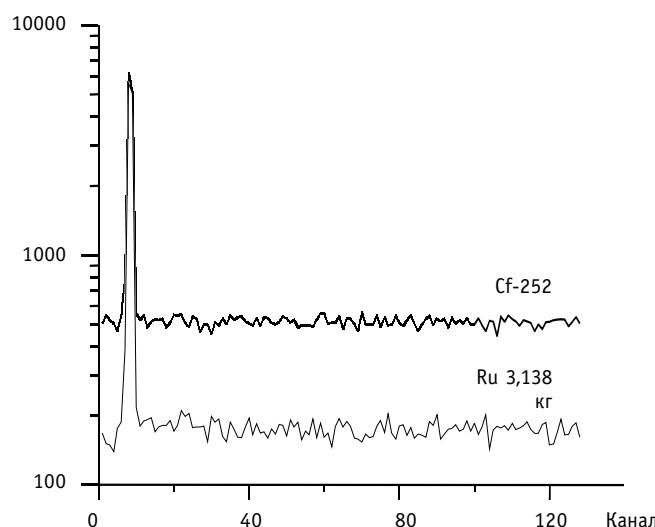


Рис. 1. Временные Rossi- $\alpha$  распределения от источника Cf и от трех блоков Ru с источником  $^{252}\text{Cf}$

Отметим, что использование временного анализатора (ВА) для таких измерений необязательно, вместо него может служить стандартная схема совпадений (СС). Нами использовалась такая СС с разрешающим временем 1 и 2 мкс. Отношение параметров распределения  $R(t)$  (результат эксперимента  $\frac{N}{S\Delta t}$ ) совпало с результатами, полученными со схемой совпадений (как обычно,  $C_1$  и  $C_2$  – скорости отсчетов на входах СС, т.е. отсчетов на стартовом и счетном входах ВА).

Результаты экспериментов с плутонием и соответствующих им расчетов приведены в табл. 1. Иногда измерения проводились для разных расстояний  $R$  от центра блока до детекторов.

При оценке описываемого здесь эксперимента, прежде всего, требовалось получить численные решения уравнений (1), (2) и (6). Для этого использовалась программа TWODANT [7]. Она предназначена для решения многогруппового уравнения переноса нейтронов и фотонов методом дискретных ординат в основных двумерных и одномерных геометриях. Заметим, что для решения уравнения переноса, содержащего одновременно как источник деления нейтронов, так и источник спонтанных нейтронов, требуется применение специальной комбинированной итерационной процедуры. Такая процедура предусмотрена в алгоритме программы TWODANT. Расчеты ци-

Таблица 1

Образец	R, см	$Q_{Sp} \cdot 10^{-4}$ f/s	$\frac{N}{S\Delta t} \cdot 10^{-4}$	$D_{is}^{Sp}$	$k'_{\sigma p exp}$	$k'_{\sigma p}$	$k'_{\sigma p} - k'_{\sigma p exp}$	$k_p$
5 таблеток $^{239}\text{Pu}$ (89%) $m = 264$ г	17	1.50	$1.448 \pm 0.009$	1.606 (1.576)	$0.151 \pm 0.01$ (0.159)	0.187 (0.181)	0.036 (0.022)	0.198
10 таблеток $^{239}\text{Pu}$ (89%) $m = 528$ г	17	3.00	$2.50 \pm 0.01$	1.475 (1.447)	$0.244 \pm 0.012$ (0.251)	0.254 (0.25)	0.010 (-0.001)	0.269
20 таблеток $^{239}\text{Pu}$ (89%) $m = 1056$ г	21 26	$6.01 \pm 0.15$	$4.25 \pm 0.05$ $4.22 \pm 0.04$	1.387 1.389 (1.360)	$0.326 \pm 0.015$ (0.333)	0.316 (0.31)	-0.010 (-0.023)	0.333
20 таблеток $^{239}\text{Pu}$ (95%) $m = 1056$ г	21	$2.33 \pm 0.05$	$1.63 \pm 0.01$	1.378 (1.350)	$0.331 \pm 0.007$ (0.337)	0.322 (0.32)	-0.009 (-0.017)	0.338
60 таблеток $^{239}\text{Pu}$ (89%) $m = 3170$ г	40	$18.03 \pm 0.44$	$10.80 \pm 0.17$	1.276 (1.245)	$0.404 \pm 0.013$ (0.412)	0.441 (0.430)	0.037 (0.018)	0.449
60 таблеток $^{239}\text{Pu}$ (95%) $m = 3170$ г	21 40	$6.98 \pm 0.14$	$3.89 \pm 0.06$ $3.87 \pm 0.08$	1.262 1.264 (1.245)	$0.429 \pm 0.008$ (0.433)	0.449 (0.437)	0.020 (0.004)	0.457
60 таблеток $^{239}\text{Pu}$ (95%) $m = 3170$ г	40	$(6.98 \pm 0.014) +$ $(25.7 \pm 0.05)$	$21.46 \pm 0.342$	1.587 (1.366)	$0.450 \pm 0.008$ (0.496)	0.438 (0.509)	-0.012 (0.013)	0.457
60 таблеток $^{239}\text{Pu}$ (89%) $m = 3170$ г	40	$(18.03 \pm 0.44) +$ 19.66	$25.0 \pm 0.6$	1.557 (1.352)	$0.416 \pm 0.009$ (0.475)	0.432 (0.489)	0.016 (0.014)	0.449

\* – измерения с источником  $^{252}\text{Cf}$  ( $Q_{Cf} = 25.7 \cdot 10^4$  f/s и  $19.66 \cdot 10^4$  f/s).

линдрических контейнеров из таблеток плутония проводились в двумерной цилиндризованной геометрии. Расчетной моделью блоков из трех контейнеров был цилиндр с отверстием по оси, равновеликим по площади зазору между тремя контейнерами.

Для расчетов по методу дискретных ординат системы, представляющей собой блок тонкой гетерогенной структуры (таблетки плутония и урана в стальных оболочках) с источником излучения и удаленный из среды детектор, потребовался учет угловых распределений потока и ценности с высокой точностью:  $S_{16}, S_{20}, S_{30} \dots$  Далее с помощью специальных расчетных программ с полученными решениями, прямыми и сопряженными, производилось интегрирование (свертка) по всем переменным ( $\vec{r}, E, \vec{\Omega}$ ) для каждой из указанных в формулах (10) и (13) компонент в отдельности. Полученные численные результаты – расчетные значения пространственно-изотопных факторов  $D_{is}^{Sp}$  и  $D_{is}^{Sp+Cf}$ , величин  $k'_{\sigma p}$  (см. (7), (7')) и  $k_p$  (5) – приведены в таблицах.

Проводился также расчет величин  $k'_{\sigma p}$ ,  $k_p$ ,  $D_{is}^{Sp}$  и  $D_{is}^{Sp+Cf}$  для сферизованных моделей экспериментов в интегрально-транспортном приближении. Детекторы располагались на поверхности сфер  $R_{sf}$ . В табл. 1 в скобках указаны результаты этих расчетов. Поскольку такая модель не могла претендовать на получение реалистичной величины  $k_p$ , величины  $k'_{\sigma p}$ ,  $D_{is}^{Sp}$  и  $D_{is}^{Sp+Cf}$  взяты для таких радиусов  $R_{sf}$ , при которых величина  $k_p$  сферизованных моделей совпадали с результатом TWODANT.

В первом столбце табл. 1 приведены массы и тип исследуемых образцов. Во втором столбце – расстояние от центра каждого из детекторов до центра контейнеров  $R$  [3]. В третьем столбце – абсолютные интенсивности делений спонтанных источников  $Q_{Sp}$  (их погрешность принята равной  $\pm 2\%$ ). В четвертом – величина непосредственно измеренных Росси- $\alpha$  параметров  $\frac{N}{S\Delta t}$ . В пятом – расчетные значения про-

$$\frac{N}{S\Delta t}$$

странственно – изотопных факторов  $D_{IS}^{Sp}$  (10). В шестом – экспериментально определяемая величина коэффициента  $k'_{\sigma pexp}$  согласно (12), (14) и ее статистическая погрешность. В седьмом – соответствующая ей расчетная величина  $k'_{\sigma p}$ . В восьмом – расхождение между ними. В девятом – рассчитанная величина эффективного коэффициента размножения нейтронов  $k_p$ .

Отметим следующее:

- результаты измерений  $N/(S\Delta t)$  не зависят от положения детектора  $R$ , как и должно быть в методе совпадений (см. третью и шестую строки);
- рассчитанные по программе TWODANT соответствующие пространственные корреляционные факторы также практически (в пределах  $\pm 0.002$ ) не зависят от положения детектора;
- величины коэффициентов  $k'_{\sigma p}$ , вычисленные по программе TWODANT согласно (7) (с использованием функции  $\varphi_\sigma^+(x)$ ), мало отличаются от величин  $k_p$  – собственных значений условно-критического уравнения (6) и, что то же самое, для  $k_p$  из (5) (соотношения с использованием функции  $\varphi_k^+(x)$  – решения сопряженного условно-критического уравнения (6)).

Поскольку цилиндрическая модель блока из трех столбцов плутония кажется довольно грубой, нами были проведены тестовые измерения в лучше обсчитываемой геометрии. Измерения проводились для цилиндров, образованных большим количеством твэлов из двуокиси урана, использующиеся на КС МАТР-2, (содержание  $^{235}\text{U}$  4.9%) длиной 600 мм и диаметром 9.15 мм в циркониевой оболочке с толщиной 0.65 мм. Стержни располагались в гексагональной решетке. Шаг в решетке для первых 330 стержней был 10.1 мм. Следующие три конфигурации получались добавлением 252, 702 и 1440 мм стержней с шагом решетки 12.9 мм. В центральный канал, в центральной плоскости, помещался источник калифорния.

Результаты измерений и расчетов по программе TWODANT приведены в табл. 2. В первом столбце приведены массы всех изотопов урана; в последних двух строках табл. 2 приведены данные для металлического урана (обогащения 36 и 90% по  $^{235}\text{U}$ ) в геометрии, аналогичной геометрии с тремя блоками плутония. Интенсивность источников нейтронов от спонтанного деления урана была в несколько сот раз меньше интенсивности источника калифорния, и поэтому в левой части (15) ими можно пренебречь:

Таблица 2

Образец	$\frac{N}{S\Delta t Q_{cf}} \cdot 10^{-4}$	$D_{IS}^{cf}$	$k'_{\sigma pexp}$	$k'_{\sigma p}$	$k'_{\sigma p} - k'_{\sigma pexp}$	$k_p$
330 твэлов $m = 79.9$ кг	$1.047 \pm 0.028$	2.471	$0.169 \pm 0.019$	0.174	+0.005	0.146
582 твэлов $m = 140.8$ кг	$1.033 \pm 0.018$	2.314	$0.202 \pm 0.009$	0.216	+0.014	0.177
1032 твэлов $m = 249.7$ кг	$0.990 \pm 0.014$	2.149	$0.247 \pm 0.012$	0.262	+0.015	0.206
1770 твэлов $m = 428.3$ кг	$0.927 \pm 0.019$	1.988	$0.299 \pm 0.016$	0.313	+0.014	0.235
Три блока U(36%), $m = 5.53$ кг	$0.95 \pm 0.03$	1.987	$0.295 \pm 0.019$	0.300	+0.005	0.256
Три блока U(90%), $m = 5.53$ кг	$0.776 \pm 0.026$	1.508	$0.441 \pm 0.019$	0.427	-0.014	0.379

$$E_{cf} = \left. \frac{D_{is}^{cf} N}{S \Delta t} \right|_{cf} = v_{cp} Q_{cf} \times (1 - k'_{\text{срexp}})^2.$$

Расхождение между расчетами и экспериментами  $k'_{\text{ср}} - k'_{\text{срexp}}$  здесь совпадает с погрешностью экспериментов.

В табл. 3 приведены средние квадраты погрешности эксперимента  $\Delta k'_{\text{срexp}}$  и величины расхождения  $k'_{\text{ср}} - k'_{\text{срexp}}$ . Для блоков плутония средний квадрат погрешности расхождения  $k'_{\text{ср}} - k'_{\text{срexp}}$  в 2–2.5 раза больше погрешности эксперимента  $\Delta k'_{\text{срexp}}$ . Это связано с большими величинами расхождения для 5 и 60 таблеток  $^{239}\text{Pu}$  (89%).

Для блоков плутония расчеты факторов  $D_{is}^{sp}$  и величин  $k'_{\text{ср}}$  (по TWODANT и ИТП) содержат, по-видимому, очень малую неопределенность и погрешность расхождения между экспериментом и расчетом, что объясняется погрешностью самого эксперимента для 5 и 60 таблеток  $^{239}\text{Pu}$  (89%).

В заключение отметим характерную особенность данного метода – его нечувствительность к точности знания эффективной доли запаздывающих нейтронов  $\beta_{eff}$ . Действительно, при использовании детекторов быстрых нейтронов с порогом 0.8–1.0 МэВ

Таблица 3

Программа	Pu		UO <sub>2</sub> и U	
	$\Delta k'_{\text{срexp}}$	$k'_{\text{ср}} - k'_{\text{срexp}}$	$\Delta k'_{\text{срexp}}$	$k'_{\text{ср}} - k'_{\text{срexp}}$
TWODANT	0.011	$0.011 \pm 0.019$	0.012	$0.007 \pm 0.010$
ИТП (сфера)	0.010	$0.004 \pm 0.016$		

запаздывающие нейтроны не регистрируются. Если же в качестве детекторов используются гелиевые или борные счетчики, то в анализе эксперимента также используется только величина  $(1 - \beta_{eff})^2$ . Это является принципиальным отличием от других известных методов определения глубоко подкритических состояний (метод сброса стержня, метода «стреляющего» источника и метода периодического нейtronного генератора), где в эксперименте находится величина реактивности в долях эффективной доли запаздывающих нейтронов. Особенно это важно когда тип делящегося вещества в исследуемой среде неизвестен. Например, величина доли запаздывающих нейтронов для  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{235}\text{U}$  различаются в три раза, так что при измеренной величине  $\frac{\rho}{\beta}$  представляющая интерес величина  $\rho = \frac{(k-1)}{k}$ , определяющая умножение нейтронов, тоже будет иметь такую же неопределенность.

Все дело в том, что все методы, кроме предлагаемого, в той или иной степени опираются на решение нестационарного уравнения переноса и его модели, т.е. на знание временной зависимости потока всех и запаздывающих нейтронов. Настоящий же метод опирается на независимые от времени уравнения переноса. Он основан на регистрации практически только мгновенных нейтронов.

Предлагаемый метод вполне пригоден для определения глубоко подкритических состояний размножающихся сред.

### Литература

1. Дулин В.А., Дулин В.В. Измерения подкритических состояний размножающихся сред// Атомная энергия. – 1999. – Т. 86. – Вып. 2. – С. 99–103.
2. Дулин В.В., Матвеенко И.П. Определение глубоко подкритических состояний размножающихся сред методом Rossi-альфа// Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2002. – № 1. – С. 9–18.

3. Дулин В.А. Об определении эффективного коэффициента размножения нейтронов методом импульсного статистического источника//Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2002. – № 2. – С. 28-33.
4. Tsutomu Iijima On the background counts in the Rossi-alfa experiment. Nukleonik, Band 11, Heft 3, 1968. – P.157.
5. Дулин В.А., Михайлов Г.М. Измерение эффективной доли запаздывающих нейтронов методом Rossi- $\alpha$ .//Атомная энергия. – 1995. – Т. 78. – Вып. 3. – С. 151-155.
6. Alkouffe R.E., Brinkley F.W., Marr D.R., O'Dell R.D. Guid for TWODANT: a Code Package for Two Dimensional, Diffusion-Accelerated, Neutral-Particle, Transport, LA-10049-M Los Alamos National Laboratory.
7. Terrell J. Distibution of Fission Neutrons Numbers//Phisical Revue. – 1957. – 108, 783.
8. Райли Дж., Энслин Н., Смит Х. (мл.) и др. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов. – 2000. – С. 334.
9. Ефименко В.Ф., Можаев В.К., Дулин В.А./Атомная энергия. – 1975. – Т. 39. – С.54-57.

Поступила в редакцию 15.03.2006

# РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ АКТИВАЦИИ ОБОЛОЧКИ ТВЭЛА РЕАКТОРА ТИПА ВВЭР

**А.В. Корзунин\*, С.А. Субботин\*\***

\**Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,  
г. Обнинск*  
\*\**РНЦ «Курчатовский институт», г. Москва*



Оценено изменение удельной активности оболочки твэла реактора типа ВВЭР. Проведен анализ вклада отдельных изотопов, в том числе рассматривая их как продукты активации изотопов химических элементов изначально входящих в состав сплава. Предложено обоснование возможного использования облученного и выдержанного впоследствии сплава для создания оболочек твэлов с использованием MOX-топлива.

## ВВЕДЕНИЕ

Реализация концепции устойчивого развития человечества заключается в обеспечении сбалансированного подхода к четырем измерениям устойчивого развития: экономическому, экологическому, социальному и институциональному [1]. При рассмотрении вопросов соответствия ядерной энергетики (ЯЭ) требованиям устойчивого развития одним из основных моментов является изучение материального баланса в ЯЭ в рамках этой концепции. Важной составляющей материального баланса являются конструкционные материалы. Измерения экологии и экономики могут предъявить значимые требования к использованию такого рода материалов в энергетике будущего.

Наиболее распространенный тип реактора из эксплуатируемых на настоящий момент это реактор типа PWR или ВВЭР. На конец 90-х годов 20 века, в структуре цены ТВС ВВЭР-1000, сборка ТВС составляла 46.2%. В себестоимости сборки ТВС, 26.3% затрат шло на материалы, в том числе на сплав циркония с ниобием [2, с. 242], который является основным конструкционным материалом активной зоны реакторов этого типа. Рано или поздно, в случае широкого использования этого материала в активных зонах ядерных реакторов может возникнуть проблема ограниченности ресурса для его использования в различных сферах человеческой деятельности. Возникает вопрос о возможности возврата этого конструкционного материала в производство энергии в целях

- недопущения накопления большого количества радиоактивного сплава, не подходящего к использованию в других сферах человеческой деятельности;
- возможного уменьшения экономических затрат на производство конструкционных материалов;
- уменьшения экономических затрат и экологического риска, связанных с хранением материалов.

© А.В. Корзунин, С.А. Субботин, 2006

Основной проблемой для возврата этого материала в цикл является потенциальная необходимость использования более сложных технологий для работы с ним, чем для работы с материалом, полученным обычным способом. Эта сложность и необходимость вообще зависит от радиоактивных свойств этого материала.

Большое значение имеет устранение причин увеличения радиоактивности материала.

Целью исследования являлся изотопный анализ характеристик радиоактивности этого материала в зависимости от времени. Проведены ядерно-физические расчеты изменения изотопного состава оболочки. Сделано сравнение радиоактивности оболочки твэла и частного случая свежего МОХ-топлива. По результатам расчетов были сделаны рекомендации по составу сплава, возможности рециклирования.

### ОБЪЕКТ ИССЛЕДОВАНИЯ

Для исследования был выбран сплав Э-110, из которого изготовлены оболочки твэлов реактора ВВЭР-1000. Используемые характеристики этого реактора представлены в табл. 1, 2.

Таблица 1

#### Используемые характеристики реактора ВВЭР-1000

Тепловая мощность реактора, МВт	3125
Обогащение топлива, принятное для расчетов, %	3.3
Загрузка реактора топливом ( $UO_2$ ), кг	75000

Таблица 2

#### Химический состав исследуемого сплава

Материал	Содержание примесных и легирующих элементов, % (масс.)						
	Sn	Fe	Cr	O	C	Si	N
Zr-1% Nb (Э-110)	0.05	0.05	0.02	0.06	0.075	0.075	0.0045

### МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

Для изменения изотопного состава имеют значение процессы радиоактивного распада и ядерных взаимодействий. При расчете радиоактивных распадов применительно к данному исследованию требуется большая библиотека характеристик изотопов. Что касается расчета ядерных взаимодействий, то здесь, кроме характеристик библиотеки важна также применимость расчета скорости реакций для задач такого рода.

Для проведения расчета изменения изотопного состава и расчета активности исследуемого сплава использовалась программа ORIGEN2.2 [3]. Эта программа широко используется и совершенствуется с 70-х годов 20 века. В программе методом матричной экспоненты решается система обыкновенных неоднородных дифференциальных уравнений первого порядка, описывающая изменение количества изотопов во времени. Используемая библиотека содержит данные по более чем 1700 изотопам, взятым из ENDF/B и ENSDF. Сечения реакций актинидов пересчитываются в зависимости от среднего выгорания ядерного материала на

каждый временной шаг. При заданной мощности программой рассчитывается усредненный поток по всему времени выгорания, причем выход энергии при делении рассчитывается как функция атомного номера и атомной массы ядра. Разработчиками предоставлен большой выбор баз данных по сечениям в зависимости от типа реактора.

Для классификации облученного материала использовались «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности» (ОСПОРБ-99) [4]. Согласно этому документу, бета-излучающие отходы относятся к низкоактивным, если их удельная активность менее  $10^3$  кБк/кг, к среднеактивным, если эта величина находится от  $10^3$  до  $10^7$  кБк/кг, и к высокоактивным, если выше  $10^7$  кБк/кг. Исходя из состава оболочки (легкие ядра), следует ожидать, что продукты активации будут именно бета-излучающими. Не вводится никаких ограничений на использование в хозяйственной деятельности любых твердых материалов, сырья и изделий при удельной активности радионуклидов в них менее 0.3 кБк/кг.

## ОПИСАНИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

Проведенный расчет удельной активности материала оболочки твэла показал (рис. 1), что во время и сразу после 3 лет облучения этот материал может быть отнесен к высокоактивным отходам (период I) [4]. Далее, после 7 лет выдержки (период II), он становится среднеактивным, и эта активность остается в пределах того же порядка, в течение не менее 100 лет (период III).

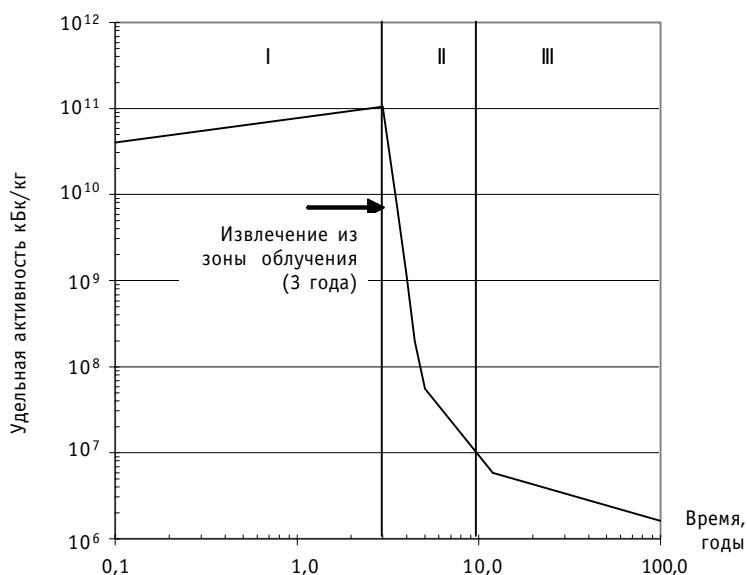


Рис. 1. Изменение удельной активности материала оболочки твэла в период облучения и во время выдержки

На протяжении всего рассматриваемого интервала активность определяется следующими изотопами:  $^{14}\text{C}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{55}\text{Fe}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{90}\text{Y}$ ,  $^{93}\text{Zr}$ ,  $^{95}\text{Zr}$ ,  $^{97}\text{Zr}$ ,  $^{93m}\text{Nb}$ ,  $^{94}\text{Nb}$ ,  $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{95m}\text{Nb}$ ,  $^{97}\text{Nb}$ ,  $^{97m}\text{Nb}$ ,  $^{113m}\text{In}$ ,  $^{113}\text{Sn}$ ,  $^{119m}\text{Sn}$ ,  $^{121m}\text{Sn}$ ,  $^{123}\text{Sn}$ ,  $^{125}\text{Sb}$ ,  $^{125m}\text{Te}$ . Но, если рассмотреть периоды, выделенные на рис. 1, то на каждом из них только часть из этих изотопов является определяющей. В период выгорания удельная активность определяется изотопами  $^{95}\text{Nb}$  ( $\sim 10^{10}$  кБк/кг),  $^{95}\text{Zr}$  ( $\sim 10^{10}$  кБк/кг),  $^{97}\text{Zr}$  ( $\sim 10^{10}$  кБк/кг). В период II можно исключить из рассмотрения  $^{14}\text{C}$  ( $\sim 10^4$  кБк/кг),  $^{60}\text{Co}$  ( $\sim 10^4$  кБк/кг),  $^{93}\text{Zr}$  ( $\sim 10^4$  кБк/кг),  $^{93m}\text{Nb}$  ( $\sim 10^3$ - $10^4$  кБк/кг), и  $^{121m}\text{Sn}$  ( $\sim 10^3$  кБк/кг). На этапе III, до

~20 лет выдержки, активность определяется всеми указанными изотопами, а затем преобладающую роль начинает играть  $^{94}\text{Nb}$  ( $\sim 10^6$  кБк/кг), некоторый вклад дают изотопы  $^{14}\text{C}$  ( $\sim 10^4$  кБк/кг),  $^{93}\text{Zr}$  ( $\sim 10^4$  кБк/кг) и  $^{93m}\text{Nb}$  ( $\sim 10^4$  кБк/кг), активность последнего растет на всем рассматриваемом интервале.

Из всех элементов, указанных в табл. 2, наибольший вклад, наработку активных изотопов вносят Sn, Fe и N. Вклад продуктов активации Sn и Fe в общую удельную активность меньше 0.2% во время облучения и во времена порядка 100 лет с начала выдержки, но в первые 10 лет выдержки они имеют определяющее значение (рис. 2). Продукты активации N не являются определяющими на рассматриваемом интервале, но уже после 7 лет выдержки их вклад в активность приблизительно равен вкладу в активность продуктов активации Zr, и это положение сохраняется на всем оставшемся интервале.

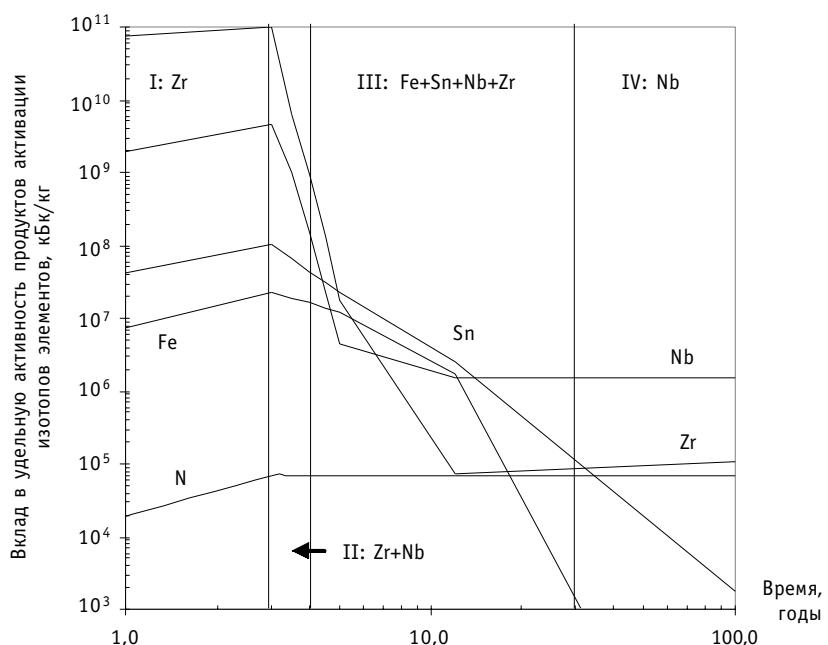


Рис. 2. Изменение вклада в суммарную удельную активность от продуктов активации изотопов различных химических элементов

Одной из известных топливных композиций является MOX-топливо. Вариант такой композиции представлен в табл. 3. Изготовление этого топлива требует специальных условий, что и показал расчет по программе ORIGEN2.2. Удельная активность непосредственно этой композиции равна  $5.8 \cdot 10^{10}$  кБк/кг, а после ее 5-летней выдержки удельная активность спадает лишь до  $4.6 \cdot 10^{10}$  кБк/кг. Можно ожидать, что ограничения на работу с таким материалом будут гораздо серьезнее, чем ограничения на работу с исследуемым сплавом, выдержанным в течение 8 лет до удельной активности  $\sim 10^6$  кБк/кг (рис.1).

Таблица 3

**Состав исследуемого MOX-топлива**

Содержание изотопов, %							
$^{235}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	$^{238}\text{Pu}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{240}\text{Pu}$	$^{241}\text{Pu}$	$^{242}\text{Pu}$	$^{241}\text{Am}$
0.6	86.1	0.5	5.6	4.1	1.4	1.5	0.2

## ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

Высокая ( $\sim 10^{11}$  кБк/кг) удельная активность облученной оболочки спадает до величин порядка  $10^6$  кБк/кг за 7 лет. Дальнейшая выдержка не дает уменьшения порядка величины удельной активности. Решающий вклад в активность при хранении более 20-ти лет дает Nb. В то же время активность Zr в течение всего временного интервала столь высока, что даже без примесей он не может быть отнесен к низкоактивным отходам. Несмотря на то, что продукты активации Fe и Sn вносят основной вклад в активность в первые 10 лет выдержки, порядок величины этого вклада и вклада продуктов активации Nb на этом интервале равны. Содержание N в сплаве таково, что вклад в активность  $^{14}\text{C}$  не имеет определяющего значения на рассматриваемом интервале, но при длительной выдержке этот вклад приблизительно равен вкладу изотопов Zr. Удельная активность MOX-топлива, даже выдержанного в течение 5 лет, примерно в 10000 раз выше удельной активности исследуемого материала 8-летней выдержки.

## ВЫВОДЫ

Радиоактивность, приобретаемая исследуемым сплавом в результате облучения, такова, что даже при долговременной ( $\sim 100$  лет) выдержке он не может быть использован в хозяйственной деятельности без ограничений. Это относится и к Zr, очищенному от остальных химических элементов.

Снижение содержания Fe и Sn в изготавливаемом сплаве снизит удельную активность сплава в первые 20 лет после облучения, но не окажет существенного влияния на ее порядок.

Отделение Nb после облучения приведет к снижению удельной активности на порядок после 20–30 лет выдержки.

Если руководствоваться радиоактивностью, то ограничения на работу с MOX-топливом должны быть гораздо существеннее, чем на работу с исследуемым сплавом более чем полтора летней выдержки. Исходя из этого, к рассмотрению предлагается использование такого облученного и выдержанного сплава для изготовления оболочек твэлов для этого топлива.

## Литература

1. Methodology for the Assessment of Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (Report of Phase 1B (first part) of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO)): IAEA TECDOC-1434, 2004.
2. Лебедев В.М. Ядерный топливный цикл: технологии, безопасность, экономика. – М.: Энергоатомиздат, 2005. – 316 с.: ил.
3. Croff A.G. ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials//Nuclear Technology. – 1983. – 62. – С. 335-351.
4. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ): 2.6.1. Ионизирующее излучение, радиационная безопасность СП 2.6.1. 799-99 – М.: Минздрав России, 2000. – 98 с.

Поступила в редакцию 02.06.2006

# МОДЕЛИРОВАНИЕ МНОГОЧАСТИЧНОЙ ПРЕДРАВНОВЕСНОЙ ЭМИССИИ НУКЛОНОВ

**Ю.М. Мартиросян**

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



В рамках классической экситонной модели предравновесного распада с помощью моделирования по методу Монте-Карло реализована возможность расчета спектров эмиссии нескольких последовательно испущенных частиц и энергетических распределений остаточных ядер. Выполнено сравнение результатов предложенной модели с данными вычислений по обычной экситонной модели для одной предравновесной частицы – нейтрона и/или протона. Качественно оценена достоверность спектров многочастичной предравновесной эмиссии.

## ВВЕДЕНИЕ

Для вычисления характеристик ядерной реакции с нуклонами промежуточных (20–200 МэВ) и высоких (200–1000 МэВ) энергий используют метод, в котором механизм ядерной реакции включает в себя три стадии. Первая стадия – внутриядерный каскад, далее следует предравновесная стадия реакции и, наконец, на последней стадии происходит распад равновесного ядра (статистическая модель), включая испарение частиц, эмиссию гамма-квантов, деление и др.

Роль разных стадий реакции сильно зависит от энергии налетающих частиц и масс ядер-мишеней. При низких энергиях основной вклад в сечение реакции вносит равновесная стадия, т.к. налетающий нуклон не может инициировать предравновесные процессы и, тем более, вызвать внутриядерный каскад. По мере роста энергии вклад предравновесных процессов увеличивается и уже при энергиях 15–20 МэВ их доля в сечении реакции составляет десятки процентов. При этих энергиях вклад каскадных процессов все еще незначителен и составляет несколько процентов. В полной мере все три стадии реакции реализуются при энергиях, больших 50–70 МэВ.

Одной из трудностей представленного выше подхода является корректный учет испускания нуклонов в процессе установления статистического равновесия в составной системе. Ранее [1] для этой цели использовались две модели: экситонная (ЭМ) [2] и гибридная с моделированием по методу Монте-Карло (HMS), предложенная в работе [3].

Практическим недостатком классической экситонной модели является возможность расчета испускания только одной предравновесной частицы. В то же время, как показывает анализ результатов расчетов каскадной стадии реакции, энер-

---

© Ю.М. Мартиросян, 2006

гии возбуждения остаточных ядер достаточны для последовательного испускания нескольких предравновесных частиц.

За многие годы существования экситонной модели предравновесного распада известны многочисленные попытки ее улучшения, критики и даже отказа от ее использования.

Для дальнейшего совершенствования модели перехода составной системы к статистическому равновесию мы ввели в экситонную модель возможность расчета многочастичной последовательной эмиссии частиц.

В статье описан метод расчета спектров эмиссии нуклонов и выходов остаточных ядер в процессе перехода составной системы к равновесию. Метод основан на статистическом моделировании (метод Монте-Карло) испускания нуклонов в процессе решения системы мастер-уравнений экситонной модели предравновесного распада [2].

### МНОГОЧАСТИЧНАЯ ЭМИССИЯ

Идея многочастичной предравновесной эмиссии в рамках экситонной модели высказана достаточно давно [4], но, насколько известно, до сих пор реализована не была. Ее смысл понятен из предыдущего рассмотрения – после эмиссии первого нуклона повторять расчет перехода новой составной системы к равновесию и т.д.

В предлагаемой схеме расчета (модель MCP) сечений реакций с нуклонами промежуточных и высоких энергий на предравновесной стадии, которая начинается с различных начальных возбуждений и конфигураций, остаточные ядра должны перейти к равновесию, испуская при этом нуклоны.

1. На первой стадии расчетов по начальной энергии возбуждения и начальной конфигурации  $p\bar{n}$  квазичастиц первого ядра определяется список ядер, которые могут образовываться в результате эмиссии нуклонов, и их максимальные энергии возбуждения  $E_{max}$ . Пример такого списка, в который включены ядра с  $E_{max} > 0$ , для реакции  $^{90}\text{Zr}(p, xn)$  при  $E_p = 20$  МэВ приведен в табл. 1. Для этой реакции при сравнительно низкой энергии налетающего протона в результате последовательной эмиссии нуклонов может быть заселено до семи остаточных ядер и последовательно испущено три нуклона.

Таблица 1

**Список остаточных ядер реакции  $^{90}\text{Zr}(p, xn)$  при  $E_p=20$  МэВ  
( $K$  – количество испущенных нуклонов,  $E_{max}$  – максимальная  
энергия ядра,  $B$  – энергия связи нуклона в данном ядре)**

№	$K_p$	$K_n$	$Z$	$A$	$E_{max}$ МэВ	$B_p$ МэВ	$B_n$ МэВ
1	0	0	41	91	25.16	5.16	12.05
2	0	1	41	90	13.11	5.08	10.15
3	0	2	41	89	2.96	4.24	12.71
4	1	0	40	90	20.00	8.36	11.97
5	1	1	40	89	8.03	7.86	9.31
6	2	0	39	89	11.64	7.07	11.47
7	2	1	39	88	0.17	6.71	9.36
8	3	0	38	88	4.57	10.62	11.11

2. На второй стадии расчетов для всех возможных ядер и их энергий возбуждения от 0 до  $E_{\max}$  вычисляются вероятности эмиссии нуклонов  $W(n, E, \varepsilon)$  и вероятности квазичастичных переходов  $\lambda(n, E)$ . Шкала энергий возбуждения делится на некоторое количество равных отрезков с шагом  $\Delta E$ , одинаковым для всех ядер. Списки частично-дырочных конфигураций формируются так, чтобы число частиц в первой конфигурации отличалось от предыдущего ядра на число испущенных нуклонов. Данная стадия выведена за пределы процесса статистических испытаний с целью экономии времени счета. Дальнейшие стадии выполняются заданное число раз (историй).

3. Решается система мастер-уравнений. Производится статистический розыгрыш событий «эмиссия нуклона – квазичастичный переход» по соотношению их вероятностей, которые вычисляются как

$$P_1 = \frac{\lambda_+(n, E) + \lambda_-(n, E) + \lambda_0(n, E)}{\lambda_+(n, E) + \lambda_-(n, E) + \lambda_0(n, E) + \sum_v L_v(n, E)} \quad (1)$$

– вероятность квазичастичного перехода;

$$P_2 = \frac{L_n(n, E)}{\lambda_+(n, E) + \lambda_-(n, E) + \lambda_0(n, E) + \sum_v L_v(n, E)} \quad (2)$$

– вероятность эмиссии нейтрона.

Случайное число  $x \in (0; 1)$  используется для определения типа процесса.

Если  $x < P_1$ , происходит квазичастичный переход; если  $P_1 < x < P_1 + P_2$ , то происходит эмиссия нейтрона; в третьем случае, если  $x > P_1 + P_2$ , происходит эмиссия протона. На данном этапе исследований вылет более сложных частиц не предусмотрен. После квазичастичного перехода продолжается решение системы мастер-уравнений – составная система продолжает движение к равновесию.

4. После эмиссии нуклона определяется его энергия путем решения уравнения

$$x = \int_0^\varepsilon W(n, E, \varepsilon) d\varepsilon, \quad (3)$$

где  $x$  – случайное число,  $\varepsilon$  – энергия испущенного нуклона.

Производится накопление спектра с весом заселенности данного квазичастичного состояния  $P(n, t)$  в данный момент времени.

Вылет нуклона приводит к уменьшению энергии возбуждения составной системы на величину  $(\varepsilon + B_v)$ , к уменьшению величин  $Z, A$  на  $Z_v$  и  $A_v$ , а также к уменьшению числа квазичастиц на единицу. Полученные значения задаются как начальные величины для следующего расчета. Далее осуществляется переход на стадию 3, т.е. решается система мастер-уравнений для новых начальных условий.

5. Данная история заканчивается, если достигнуто состояние равновесия или энергия остаточного ядра недостаточна для эмиссии нуклонов. Производится накопление заселенности ядер при фиксированной энергии возбуждения.

Таким образом, при достаточном количестве историй получаются спектры предравновесных частиц и заселенности остаточных ядер, находящихся в равновесном состоянии.

## ТЕСТИРОВАНИЕ МЕТОДА

Первой стадией тестирования предложенной модели является сравнение ее результатов с данными вычислений по обычной экситонной модели для одной предравновесной частицы – нейтрона и/или протона. Целью этой стадии является

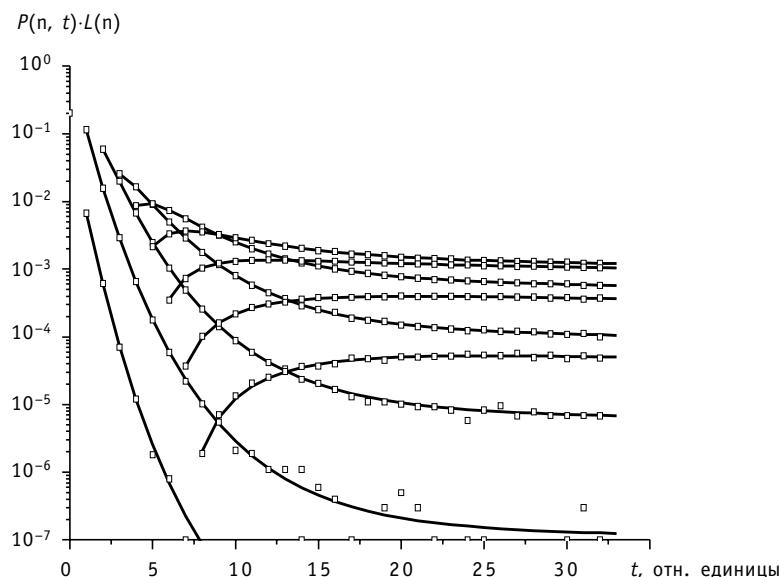


Рис. 1. Произведение заселенности квазичастичных состояний на вероятности эмиссии нуклона из различных состояний уравновешивающейся системы в зависимости от времени: линиями показаны результаты расчетов по экситонной модели, символами – результаты моделирования по методу Монте-Карло

ся не только проверка правильности компьютерного моделирования, но и, главным образом, проверка математического представления процесса эмиссии нуклонов на стадии установления равновесия.

Главной величиной, определяющей спектр предравновесных нуклонов, является произведение заселенности квазичастичных состояний в данный момент времени установления равновесия на вероятность эмиссии нуклона с данной энергией. Сравнение указанных величин затруднено только сложностью представления этой многомерной картины, поэтому на рис. 1 приводится сравнение просуммированных по энергии величин для данного момента времени и для выделенного квазичастичного состояния – вклад в предравновесную долю. Из рис. 1 видно, что для величин предравновесной доли, больших  $10^{-5}$ , достигнуто хорошее согласие результатов. Необходимость добиваться согласия меньших долей предравновесной эмиссии едва ли имеет практическую необходимость из-за их пренебрежимо малого вклада в результаты и больших затрат вычислительного времени. Это подтверждается данными рис. 2, где получено хорошее согласие спектров первых нуклонов.

Надлежащее тестирование спектров многочастичной предравновесной эмиссии и выходов остаточных ядер, полученных по модели MCP, очевидно выполнено быть не может. Оценить их достоверность можно только качественно. Анализ данных рис. 3 показывает, что рассчитанные спектры последующих частиц достаточно разумны. Так, для энергии налетающих нейтронов 25 МэВ спектры вторичных частиц значительно ниже спектров первых нуклонов из-за недостатка энергии оставшейся в ядре после вылета первых частиц, имеющих достаточно жесткий спектр. Очевидно, что протонный спектр «обрязан» кулоновским барьером в мягкой части.

Для энергий нейтронов 50 МэВ вторые и даже третьи частицы вполне конкурентоспособны с первыми, их спектры очевидно мягче и имеют соответственно меньшие максимальные энергии. «Смягчение» спектров объясняется уменьшени-

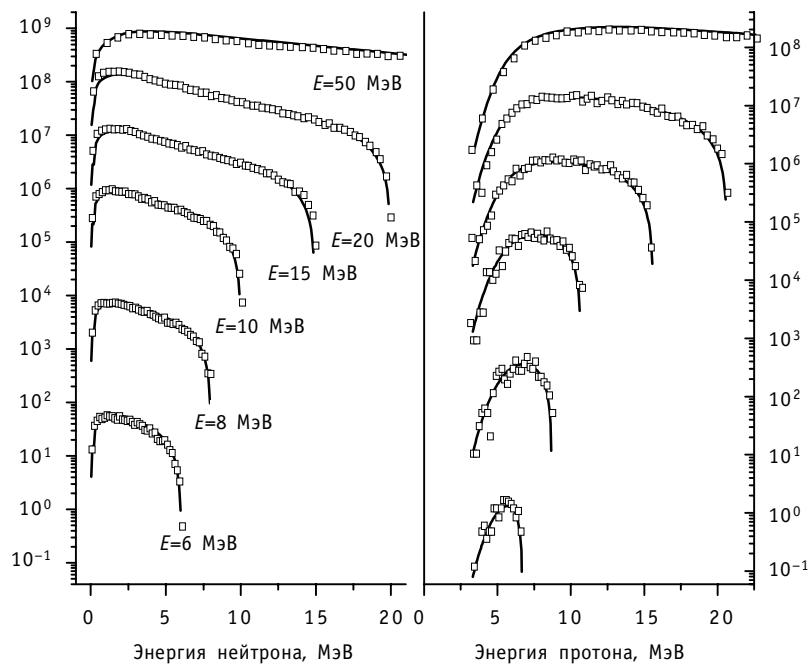


Рис. 2. Спектры нейтронов (слева) и протонов (справа) из реакции взаимодействия нейтронов с энергиями 6, 8, 10, 15, 20 и 50 МэВ (снизу вверх) с ядром  $^{93}\text{Nb}$ : линиями показаны результаты расчетов по экситонной модели, символами – по модели MCP

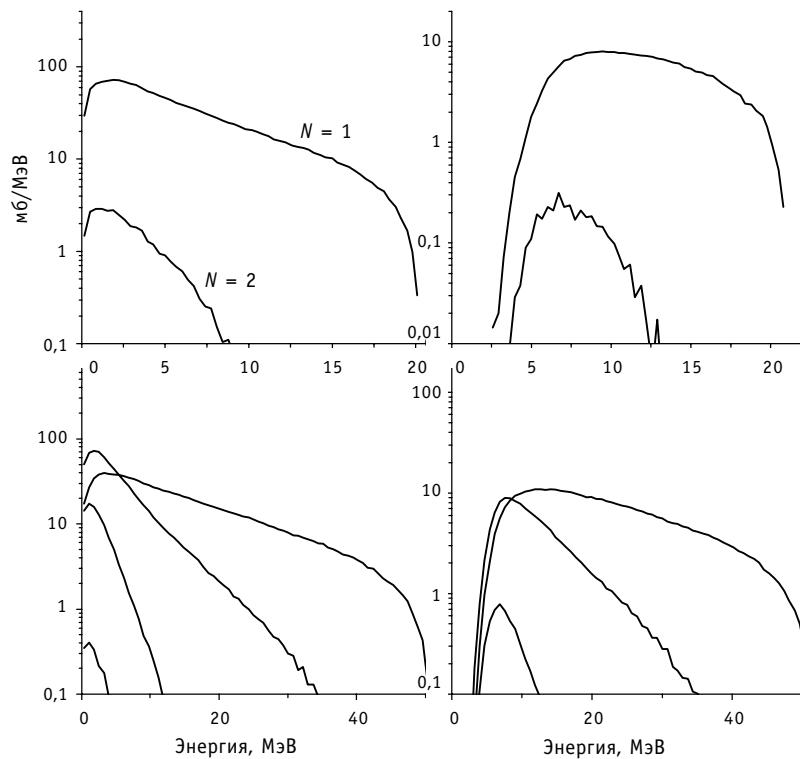


Рис. 3. Спектры многочастичной предравновесной эмиссии нейтронов (слева) и протонов (справа) из реакции взаимодействия нейтронов с энергией 20 и 50 МэВ (снизу вверх) с ядром  $^{93}\text{Nb}$ : линиями показаны результаты расчетов по модели MCP, цифрами у кривых – номер частицы

ем энергии возбуждения остаточных составных систем и увеличением эффективного начального числа частиц и дырок для предравновесной эмиссии последующих частиц. Общий вид спектров для не первых нуклонов на рис. 3 во многом напоминает вид спектров, полученных по статистической модели ядерных реакций, что естественно с учетом того факта и часто предравновесная эмиссия проходит из состояний, близких к равновесным.

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Предложена новая экситонная модель предравновесного распада (модель MCP), позволяющая рассчитывать спектры многочастичной эмиссии в процессе установления статистического равновесия. Проведено тестирование предложенного метода с помощью сравнения с результатами расчетов по классической экситонной модели для одной предравновесной частицы – нейтрона и/или протона. Качественно выполнено тестирование спектров многочастичной предравновесной эмиссии, полученных по модели MCP.

Выражаю благодарность за сотрудничество в написании статьи О.Т. Грудзеви-чу и С.Г. Явшицу.

### **Литература**

1. Yavshits S.G. e.a.// In Proc. of Int. Conf. on Nucl. Data for Sci. and Tech. – Tsucuba, Japan, 2001. – P. 104-107.
2. Griffin T.T.// Phys. Rev. Letters. – 1966. – V.17. – P. 478.
3. Blann M.// Phys. Rev. – 1996. – C54(3). – P. 1341.
4. Fu C.Y.// Nucl. Sci. Eng. – 1984. – 86. – P. 344.

Поступила в редакцию 15.02.2006

# РАСЧЕТ СПЕКТРОВ МНОГОЧАСТИЧНОЙ ПРЕДРАВНОВЕСНОЙ ЭМИССИИ

**Ю.М. Мартиросян**

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



Проведено систематическое сравнение результатов расчетов по экситонной модели многочастичного предравновесного распада с экспериментальными спектрами нуклонов из реакций ( $p, xn$ ), ( $p, xp$ ), ( $n, xn$ ) и ( $n, xp$ ) в диапазоне энергий налетающих частиц от 10 до 60 МэВ.

## ВВЕДЕНИЕ

Развитие современных ядерных технологий, в том числе проектирование ядерных установок, в которых используются подкритические реакторы и ускоритель (ADS), выдвигает новые требования к объему ядерных данных. Кроме того, ядерные данные необходимы для понимания фундаментальных процессов физики ядра, ядерных реакций.

В данной работе описаны результаты расчета спектров нуклонов из реакций ( $p, xn$ ), ( $p, xp$ ), ( $n, xn$ ) и ( $n, xp$ ).

Ранее [1] для этой цели использовались две модели: экситонная (ЭМ) [2] и гибридная с моделированием по методу Монте-Карло (HMS), предложенная в работе [3].

Практическим недостатком классической экситонной модели является возможность расчета испускания только одной предравновесной частицы. В то же время, как показывает анализ результатов расчетов каскадной стадии реакции, энергии возбуждения остаточных ядер достаточны для последовательного испускания нескольких предравновесных частиц. Поэтому использование экситонной модели приводит к заведомому завышению энергий возбуждения равновесных остаточных ядер, что отрицательно влияет на результаты расчетов сечений деления.

Выходом из создавшейся ситуации могло бы быть использование модели HMS, предусматривающей многочастичную предравновесную эмиссию и использующей только двух- и трехэкситонную плотность состояний. Усложнение конфигураций в HMS происходит за счет увеличения количества трехквазичастичных состояний. Авторы [4] утверждают, что подход HMS можно внедрить в модель внутриядерного каскада «подхватывая каждый посткаскадный нуклон и ... последовательным образом избегая двусмысленности по отношению к числу экситонов».

Однако для внедрения данной модели в нашу схему расчетов пришлось отказаться от ее основной идеи – начальная частично дырочная конфигурация всегда состоит из двух частиц и одной дырки ( $2p1h$ ). Кроме того, часто оказывалось невозможным описать реальный набор конфигураций, полученный после внутри-

© Ю.М. Мартиросян, 2006

ядерного каскада, с помощью комбинаций  $2p1h$ -состояний. Действительно, каскадный нуклон может создать, например, состояние  $9p0h$ , которое невозможно представить через  $2p1h$ . Нам кажется, что скорее всего, гибридная модель, несмотря на всю ее привлекательность, является альтернативой модели внутриядерного каскада, а не ее дополнением.

Для дальнейшего совершенствования модели перехода составной системы к статистическому равновесию мы ввели в экситонную модель возможность расчета многочастичной последовательной эмиссии частиц.

В статье описаны результаты расчетов спектров многочастичной предравновесной эмиссии с помощью новой экситонной модели предравновесного распада (модель MCP) [1].

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Для реакций  $(p, xn)$ ,  $(p, xp)$ ,  $(n, xn)$  и  $(n, xp)$  в диапазоне энергий налетающих частиц от 10 до 60 МэВ получены спектры нуклонов. Эти результаты сравнивались с экспериментальными данными из [5–17] и компьютерной библиотеки EXFOR. Параметры модели не варьировались ни для одного случая.

**Реакция  $(n, xp)$ .** Примером весьма успешного использования модели может служить сравнение данных, приведенное на рис. 1 для широкого диапазона налетающих нейтронов – от 25 до 63 МэВ. Отметим, что речь идет только об описании жесткой части спектров протонов в этих реакциях, которая, как принято считать, начинается после излома энергетической зависимости спектра. На рис. 1 отчетливо виден излом формы спектра при энергиях вылетающих протонов 12–13 МэВ. Для меньших энергий протонов спектры рассчитываются по статистической модели (модель составного ядра). В задачу данной работы такие расчеты не входят. Более того, мы здесь не намерены добиваться детального согласия расчетов с экспериментальными данными еще по одной причине. В принятой нами схеме расчетов используется модель внутриядерного каскада, ответственная за начальную стадию реакции, т.е. за формирование спектра вылетающих частиц после пер-

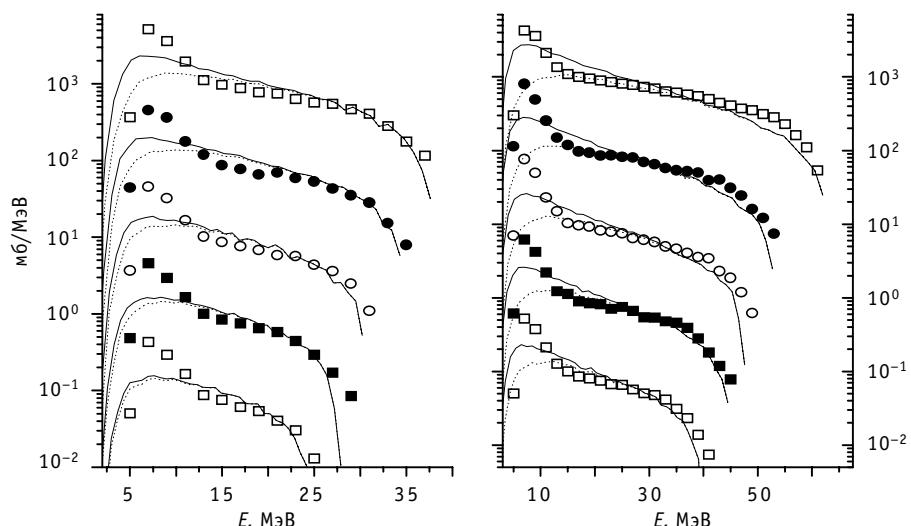


Рис. 1. Спектры протонов из реакции  $^{59}\text{Co}(n, xp)$  при разных энергиях налетающих нейтронов: слева 28, 31, 34, 37 и 41 МэВ (снизу вверх); справа 45, 49, 54, 63 МэВ (снизу вверх); символами показаны экспериментальные данные [6], линии – результаты расчетов по модели MCP; штриховые кривые показывают вклад первого протона

вых столкновений внутри ядра и за формирование частично дырочных конфигураций, в том числе для составного ядра. С другой стороны, как видно из рис. 1, а также из дальнейшего рассмотрения, модель MCP может быть использована в первом приближении как самостоятельная модель для описания жесткой части спектров.

Систематическая экспериментальная информация о спектрах протонов из реакции ( $p, xp$ ) ограничивается приведенными выше данными.

Имеющиеся экспериментальные спектры протонов описываются предравновесной моделью MCP в широком диапазоне их энергий от излома спектра до максимальных энергий.

**Реакция ( $p, xp$ ).** Сравнение результатов расчетов спектров нейтронов из реакции ( $p, xp$ ) проведено для энергий 8, 14, 20 и 26 МэВ. Следует отметить, что указанная реакция не очень представительна для тестирования предравновесной модели из-за наличия в ее механизме процесса прямого возбуждения коллективных уровней.

При низких энергиях нейтронов, когда вклад неравновесных процессов в суммарное сечение реакции сравнительно мал, в экспериментальных данных отсутствует характерный перелом, свидетельствующий об изменении механизма реакции, и о работоспособности MCP можно судить лишь качественно. Однако даже в этом случае описание жесткой части спектров для ядер в диапазоне массовых чисел от 59 до 209 является удовлетворительным.

По мере увеличения энергии налетающего нейтрона и увеличения массового числа ядра-мишени, в экспериментальных спектрах уже отчетливо видно изменение типа энергетической зависимости. Как показано на рис. 2, для ядра  $^{51}V$  энергетическая зависимость неравновесных процессов практически не видна, а для  $^{209}Bi$  – проявляется отчетливая «ступенька» для энергий вылетающих нейтронов, больших 5 МэВ. Изменение энергии нейтрона с 14 до 20 МэВ приводит к отчетливому проявлению неравновесных процессов в экспериментальных данных, при энергиях вылетающих нейтронов ниже 5–6 МэВ наблюдается превышение экспериментальных данных над расчетными результатами предравновесной модели из-за неучета в вычислениях статистической стадии реакции.

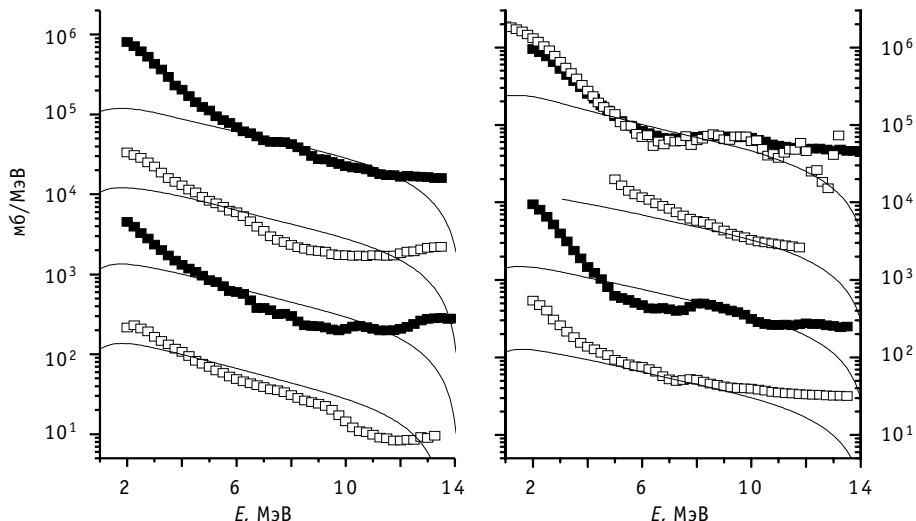


Рис. 2. Спектры нейтронов из реакции ( $p, xp$ ) при энергии налетающих нейтронов 14 МэВ: слева для ядер-мишеней  $^{51}V$ ,  $^{55}Mn$ ,  $^{59}Co$  и  $^{93}Nb$  (снизу вверх), справа –  $^{127}I$ ,  $^{181}Ta$ ,  $^{197}Au$  и  $^{209}Bi$  (снизу вверх); символами показаны экспериментальные данные [9, 10], линии – результаты расчетов по модели MCP

В экспериментальных спектрах реакции ( $p, xn$ ) при энергиях налетающих нейtronов 26 МэВ отсутствуют данные о мягких (<12 МэВ) частях спектров испущенных нейтронов, но детально промерены спектры для энергий, близких к максимальным энергиям вылетающих нейтронов. В диапазоне энергий 12–18 МэВ предравновесная модель дает весьма удовлетворительное описание экспериментальных данных, но в то же время для энергий > 18–20 МэВ наблюдается расхождение результатов расчета с экспериментом. Если вернуться к рис. 2, то можно видеть такой же эффект и для энергий 14 и 20 МэВ. Указанное расхождение имеет две причины: в экспериментальных данных присутствует пик упругого рассеяния, не учитываемый в расчетах, и в расчетах не учтено прямое возбуждение коллективных уровней ядер-мишеней.

Предравновесная модель MCP с параметрами такими же, как для реакции ( $p, xn$ ), не в состоянии описать экспериментальные спектры нейтронов в широком диапазоне их энергий. По мере роста энергий налетающих нейтронов различия расчетных и экспериментальных данных становятся все значительнее и диапазон энергий, где это различие наблюдается, более широким, уширяясь в область меньших энергий. Кажется очевидным, что учет прямого возбуждения коллективных уровней не сможет устраниТЬ наблюдаемые различия.

Третья реакция, представляющая интерес с точки зрения верификации предравновесной модели, – это **реакция ( $p, xn$ )**. Обзор имеющихся экспериментальных данных свидетельствует о том, что имеются данные о спектрах вылетающих нейтронов для большого количества ядер-мишеней от  $^{27}\text{Al}$  до  $^{209}\text{Bi}$  и для энергий налетающих протонов от 8 до 120 МэВ. Отметим, что количество экспериментальных данных об указанной реакции наибольшее из всех нуклон-нуклонных реакций.

Логично начинать сравнение и анализ результатов расчета с экспериментом от самых маленьких энергий, где вклад предравновесного механизма реакции начинает увеличиваться от незначительных величин, но не заходить в область достаточно больших энергий (скажем, более 50 МэВ), где, согласно принятому нами подходу, определяющую роль в неравновесном механизме реакции играет внутриядерный каскад.

Сравнение результатов расчетов по модели MCP с экспериментальными данными о спектрах нейтронов из реакции ( $p, xn$ ) при  $E_p=9$  МэВ приведено на рис. 3 для большого количества ядер-мишеней.

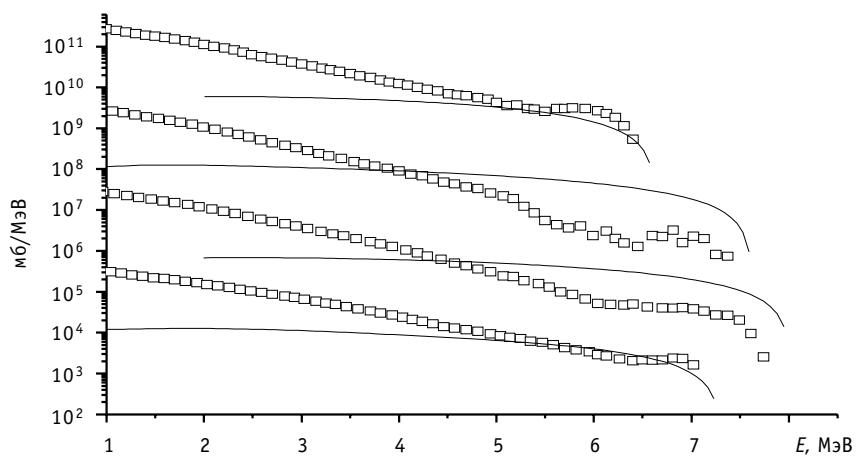


Рис. 3. Спектры нейтронов из реакции ( $p, xn$ ) при энергии налетающих протонов 9 МэВ для ядер-мишеней  $^{94}\text{Zr}$ ,  $^{109}\text{Ag}$ ,  $^{119}\text{Sn}$  и  $^{122}\text{Sn}$  (снизу вверх); символами показаны экспериментальные данные [12], линии – результаты расчетов по модели MCP

Наряду с удовлетворительным согласием результатов расчетов с экспериментальными данными во многих случаях наблюдается неожиданно большое превышение расчетного вклада предравновесных процессов в спектр нейтронов. В частности, для ядер-мишеней  $^{113}\text{Cd}$ ,  $^{109}\text{Ag}$ ,  $^{117,119}\text{Sn}$  и  $^{181}\text{Ta}$ . У всех перечисленных ядер одно общее свойство – число нуклонов нечетное. Ранее на рис. 1–2 мы подобный эффект не наблюдали. Более того, в зарядово-обменной реакции ( $\text{n}, \text{xp}$ ), противоположной рассматриваемой реакции ( $\text{p}, \text{xp}$ ), на рис. 1 фигурировали именно ядра с нечетным числом нуклонов и так называемые четно-нечетные эффекты не наблюдались.

В целом получено удовлетворительное описание измеренных спектров нейтронов и спектров, рассчитанных по модели MCP с набором параметров таким же, как и для реакции ( $\text{p}, \text{xp}$ ). В то же время, для  $A$ -нечетных ядер в диапазоне массовых чисел  $A = 100\text{--}120$  имеются значительные превышения результатов расчета над экспериментальными данными в достаточно широкой области энергий вылетающих нейтронов. Эти различия имеют систематический характер по энергии налетающих протонов от 9 до 45 МэВ. С другой стороны, для всех остальных ядер имеется систематическое согласие во всем указанном диапазоне энергий. Естественным объяснением [13] наблюдаемых различий являются четно-нечетные эффекты в плотности частично дырочных состояний. Это объяснение является приемлемым в случае использования только предравновесной модели для расчетов жесткой части спектров и если начальная конфигурация фиксирована как  $2p1h$ . Если же начальная конфигурация состоит из большего числа квазичастиц, то введение поправок не требуется.

**Реакция ( $\text{p}, \text{xp}$ ).** Экспериментальные данные о спектрах протонов из этой реакции весьма немногочисленны, как и для предыдущей реакции с вылетом протонов. Нами обнаружено фактически одно систематическое экспериментальное исследование спектров данной реакции [17]. Его ценность заключается в том, что измерены спектры для широкого диапазона энергий налетающих протонов (29–62 МэВ) и для ядер-мишеней от легкого ядра  $^{27}\text{Al}$  до тяжелого ядра  $^{209}\text{Bi}$ . Сравнение результатов расчетов спектров протонов по модели MCP с указанными экспериментальными данными приведено на рис. 4.

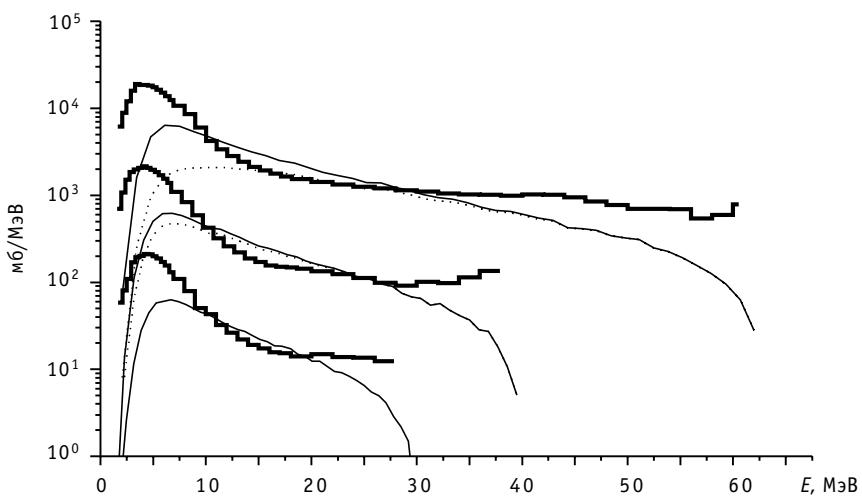


Рис. 4. Спектры протонов из реакции ( $\text{p}, \text{xp}$ ) при энергии налетающих протонов 29, 39 и 62 МэВ для ядра-мишени  $^{54}\text{Fe}$  (снизу вверх): гистограммы показаны экспериментальные данные [17], линиями – результаты расчета по модели MCP: штриховые линии – вклад первого протона

Сравнение и анализ данных показывают, что по мере увеличения энергии налетающих протонов от 29 до 62 МэВ вклад неравновесной компоненты в сечение реакции систематически увеличивается, с одной стороны, и, с другой стороны, увеличиваются различия между расчетом и экспериментальными данными в области больших энергий вылетающих протонов. Так, превышение экспериментального спектра над расчетным спектром для энергии 29 МэВ начинается за 10 МэВ от максимальной энергии, а для 62 МэВ – за 30 МэВ. Здесь, как и для других случаев, описание мягкой части спектров нас не интересует.

На первый взгляд, исключение составляют ядра  $^{197}\text{Au}$  и  $^{209}\text{Bi}$ , для которых наблюдается значительное расхождение результатов расчетов с измеренными спектрами даже в той области энергий вылетающих протонов, где «работает» предравновесная модель – 10-20 МэВ. Однако, если нормировать (или подогнать) результаты расчетов в этой области энергии, во всех четырех случаях ситуация станет схожей с рис. 4.

К сожалению, в библиотеке EXFOR для сильно различающихся по массе ядер  $^{27}\text{Al}$ ,  $^{89}\text{Y}$  и  $^{120}\text{Sn}$  приведены данные только для одной энергии налетающих протонов – 62 МэВ. Тем не менее, их сравнение с расчетами подтверждает выводы, сделанные по предыдущим ядрам и энергиям данной реакции.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

С помощью новой экситонной модели предравновесного распада (модель MCP) рассчитаны спектры многочастичной эмиссии в процессе установления статистического равновесия. Проведено систематическое сравнение результатов расчетов с экспериментальными спектрами нуклонов из реакций  $(p, xn)$ ,  $(p, xp)$ ,  $(n, x\eta)$  и  $(n, xp)$  в диапазоне энергий налетающих частиц от 10 до 60 МэВ для ядер мишеней от  $^{27}\text{Al}$  до  $^{209}\text{Bi}$ .

Выражаю благодарность за сотрудничество в написании статьи О.Т Грудзевичу и С.Г. Явшицу.

## Литература

1. Yavshits S.G. e.a.// Int. Conf. on Nucl. Data for Sci. and Tech., Santa Fe, New Mexico, 2004. – P. 1221-1224.
2. Griffin T.T.// Phys. Rev. Letters. – 1966. – V. 17. – P. 478.
3. Blann M.// Phys. Rev.. – 1996. – C54(3). – P. 1341.
4. Blann M., Chadwick M.B.// Phys. Rev. – 1998. – C57(1). – P. 233.
5. Fu C.Y.// Nucl. Sci. Eng. – 1984. – 86. – P. 344.
6. Benck S. e.a.// Phys. Rev. – 1998. – C58(3). – P. 1558.
7. Kokoo L. e.a.// Nucl. Sci. Eng. – 1999. – 132(1). – P. 16.
8. Vonach H. e.a.// ZFK-382. – 1979. – P. 159.
9. Симаков С. и др.// Ядерные константы. – 1992 (4). - С. 74.
10. Hermsdorf D. e.a. // КЕ, 19. – 1976. – P. 241.
11. Marinkovski A. e.a. // Nucl. Phys. – 1998. – A633. – P. 446.
12. Ловчикова Г. и др.// Ядерная физика. – 1980 (31). – С. 1.
13. Grimes S. e.a.// Phys. Rev. – 1976. – C13. – P. 2224.
14. Blann M. e.a.// Nucl. Phys. – 1976. – A257. – P. 15.
15. Mordhorst E. e.a.// Phys. Rev. – 1986. – C34. – P. 103.
16. Harder K. e.a.// Phys. Rev. – 1987. – C36. – P. 834.
17. Bertrand F.E. e.a. // Phys. Rev. – 1973. – C8. – P. 1045.

Поступила в редакцию 15.02.2006

# СРАВНЕНИЕ КАССЕТНО-СТЕРЖНЕВОЙ И ШАРО-НАСЫПНОЙ АКТИВНЫХ ЗОН РБН С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

**Г.Б. Усынин, А.А. Кравченко**

*Нижегородский государственный технический университет, г. Н.Новгород*



Рассматривается активная зона с шаровыми твэлами, поддерживаемая гидродинамической силой теплоносителя (натрия) на уровне верхней опорной решетки. Простота конструкции и небольшие размеры тепловыделяющего элемента позволяют проводить его рефабрикацию немедленно после извлечения из активной зоны. Толщина насыпного слоя и состав топлива определяются в основном следующими факторами: поддержание критичности, требуемый уровень мощности, необходимость бридинга. Даётся сравнение шаро-насыпной активной зоны и традиционной кассетно-стержневой.

## ВВЕДЕНИЕ

Программа использования ядерного топлива в России декларирует, что «в крупномасштабной ядерной энергетике будущего могут найти свое место различные типы реакторов на тепловых нейтронах при доминирующей роли быстрых реакторов» [1]. Также предполагается «развертывание НИР и ОКР по технологии замкнутого ядерного топливного цикла».

Однако РБН с традиционной кассетно-стержневой активной зоной обладают серьезными недостатками, затрудняющими реальное обеспечение «доминирующей роли» и доведение вышеназванных работ до своевременного внедрения их результатов в промышленное производство.

Ключевой проблемой развития РБН является замыкание топливного цикла. Тепловыделяющая кассета в виде очехленного пучка стержневых твэл с жесткими требованиями по дистанционированию плохо соответствует условиям автоматизированной сборки, нуждается в длительной выдержке для спада остаточных тепловыделений перед транспортировкой на предприятие по переработке высокоактивного ОЯТ. Известно, что процесс сборки ТВС вносит значительный вклад в стоимость ядерного топлива. Например, в цене ТВС ВВЭР-1000 из окиси необлученного урана она составляет около 50% [2].

Предлагаемая к рассмотрению концепция шаро-насыпной активной зоны (ШН-РБН) с регенерацией на месте (принцип *on site*) не только ядерного топлива, но и материала оболочек твэл может служить альтернативой для преодоления недостатков РБН традиционного типа, повышения безопасности и достижения экологической приемлемости реактора, а также снизить удельные капитальные затраты и стоимость обслуживания всего ядерного топливного комплекса.

© Г.Б. Усынин, А.А. Кравченко, 2006

## КОНЦЕПЦИЯ

Активная зона представляет собой слой твэлов шаровой формы, находящийся в баке и поддерживаемый гидродинамической силой жидкокометаллического теплоносителя (натрия) на уровне верхней опорной решетки. При потере напора теплоносителя шары просто опускают нижнюю опорную решетку. Она содержит поглощающие нейтроны элементы, которые переводят шаровой слой в подкритическое состояние. Твэлы загружаются и выгружаются через трубы, опущенные в засыпку, без снижения мощности реактора. Толщина насыпного слоя, состав топливной композиции, скорость загрузки-выгрузки и конструкция твэл определяются в основном следующими факторами: поддержание критичности, требуемый уровень мощности, необходимость бридинга и достижения необходимой глубины выгорания.

## КОНСТРУКЦИЯ ЦЕНТРАЛЬНОЙ ЧАСТИ РЕАКТОРА

Основным и практически единственным компонентом активной зоны является герметичный шаровой твэл. Активная зона расположена в центральном баке и представляет собой насыпной слой таких твэлов. Этот слой размещается в напорной камере, представляющей собой цилиндрический сосуд с открытым верхом и переменной по высоте толщиной стенки. Холодный натрий из ГЦН поступает в нижнюю часть камеры под опорную решетку. При работе на мощности шаровая засыпка находится во взвешенном состоянии под действием гидродинамических сил, поэтому сверху устанавливается ограничительная решетка, не допускающая всплытия активной зоны. Снизу положение засыпки ограничено опорной решеткой, на поверхности которой находятся стержни из поглощающего нейтроны вещества.

Как и в реакторе БН-600, над уровнем натрия 1-го контура находится газовая полость, заполненная аргоном. Поворотные пробки, механизмы наведения и элеваторы отсутствуют. Толстая крышка реактора наряду с выполнением функции биологической защиты центрального зала может служить опорой для подвески корпусов реактора, промежуточных теплообменников (ПТО) и главных циркуляционных насосов (ГЦН). Циркуляция теплоносителя осуществляется по обычной для РБН схеме – теплоноситель подается на всас ГЦН, движется в напорную камеру реактора (вход натрия в напорную камеру расположен снизу сбоку), подогревается в активной зоне. Горячий натрий идет на вход в ПТО, отдает тепло натрию промежуточного контура, затем с выхода ПТО по короткому патрубку поступает опять на всас ГЦН.

Активная зона, ГЦН и ПТО, элементы радиационной защиты находятся в основном баке реактора, окруженном страховочным корпусом. Зоны воспроизведения отсутствуют как таковые. Основным компонентом торцевых отражателей является натрий. Объем активной зоны, высокая концентрация тяжелого металла должны обеспечивать коэффициент воспроизведения КВ ~ 1.

Выгрузка отработавших твэлов осуществляется по нескольким каналам, нижний конец которых заглублен в засыпку. Транспортировка шаров может осуществляться за счет гидродинамических сил циркулирующего натрия, либо с помощью шнековых устройств в перегрузочных каналах. Загрузку свежих твэлов возможно осуществлять через каналы, выход которых расположен на поверхности засыпки. При необходимости бридинга контейнеры нейтронной защиты ПТО заполняются шарами с обедненным ураном.

Упрощение конструкции активной зоны и системы перегрузки топлива способствуют снижению материалоемкости центральной части реактора, что должно быть подтверждено в процессе дальнейших проработок конструкции.

Шаровой твэл содержит в металлической оболочке смесь мононитридов обедненного урана и плутония. Начальная плотность композиции выбирается в пределах 0.6–

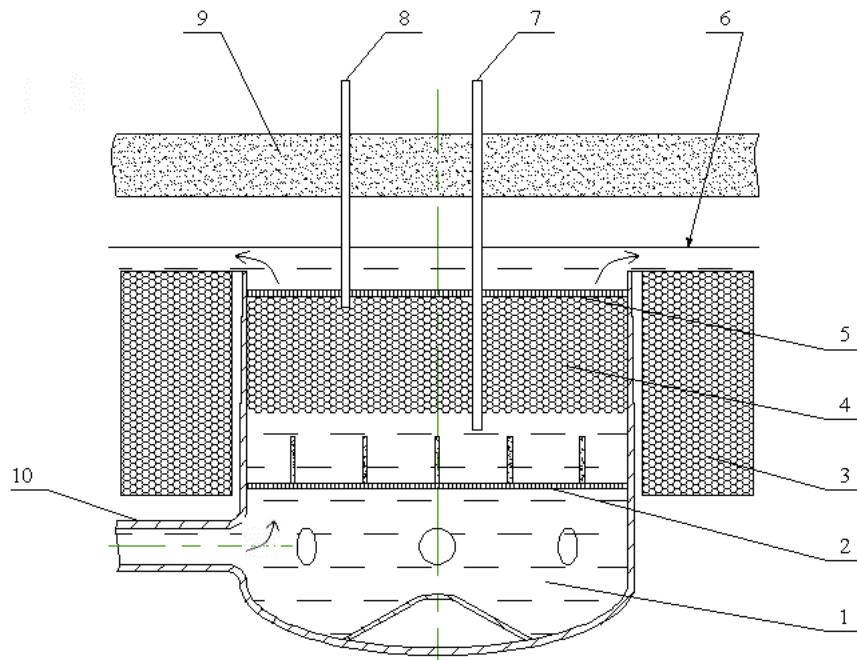


Рис. 1. Основные элементы центральной части реактора: 1 – напорная камера; 2 – нижняя опорная решетка с ПЭл; 3 – радиационная защита ПТО; 4 – шаровая засыпка; 5 – верхняя ограничительная решетка; 6 – уровень натрия; 7 – система управления реактивностью; 8 – система перегрузки; 9 – биологическая защита; 10 – напорный трубопровод 1 контура

0.75 от теоретической (пористость топлива 0.4–0.25). При отношении толщины оболочки к диаметру топливного сердечника 0.13 (как в реакторе БН-600) достигается доля топлива (в случае неупорядоченной засыпки) ~ 0.42, т.е. не ниже, чем в традиционной активной зоне. Для обеспечения требования КВ ~ 1 в этих условиях объем активной зоны  $V_{A3}$  должен быть  $V_{A3} \sim 7 \text{ м}^3$ .

Диаметр шарового твэла  $d_{\text{твэл}}$  выбирается как компромисс между стремлением повысить среднюю теплонапряженность активной зоны  $q_V$ , с одной стороны, и уменьшить интенсивность перегрузочных операций, с другой. Первый фактор определяется поверхностью теплосъема, приходящейся на единицу объема активной зоны, которая для шаровой засыпки равна  $\sim 3.8 / d_{\text{твэл}}$  (для сравнения, в БН-600 данный показатель составляет  $3.3 \text{ см}^{-1}$ ), а также допустимым температурным состоянием топлива и оболочки. Интенсивность операций передела (второй фактор) пропорциональна  $d_{\text{твэл}}^{-3}$ . Предварительные оценки показывают, что оптимальное значение  $d_{\text{твэл}}$  находится в пределах 10–20 мм.

## ГИДРОДИНАМИКА АКТИВНОЙ ЗОНЫ И ТЕМПЕРАТУРНОЕ СОСТОЯНИЕ ТВЭЛА

При рассмотрении движения различных сред в шаровых засыпках используются 2 модели – модель внутреннего течения и модель внешнего обтекания [3]. В ходе многочисленных экспериментов, проведенных отечественными и зарубежными исследователями, получены различные эмпирические зависимости и однозначные связи между параметрами, характерными для обеих моделей течения среды в шаровой засыпке. Автомодельный режим течения наступает, по различным данным, при  $Re = (1 \div 3) \times 10^4$ .

Пористость беспорядочной засыпки  $m = 0.39$  [3]. Для шаровой засыпки высотой 1 м получены оценки ее гидравлического сопротивления, представленные на рис. 2.

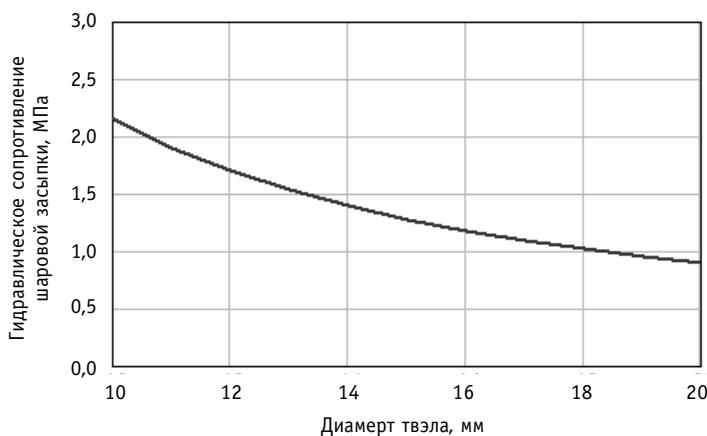


Рис. 2. Зависимость гидравлического сопротивления шаровой засыпки от диаметра твэла (согласно модели внешнего обтекания)

Для сравнения следует упомянуть, что в активной зоне БН-600 при  $q_V \sim 550 \text{ МВт}/\text{м}^3$  гидравлическое сопротивление активной зоны составляет 95 м ( $\sim 0.94 \text{ МПа}$ ) [4].

Таким образом, для насыпной активной зоны возможно использование ГЧН РБН традиционных разработок.

Однако не следует упускать из виду очень важную деталь – во всех проведенных экспериментах были исследованы только стационарные шаровые засыпки; мы же имеем дело с совершенно новым процессом – речь идет о всплытии и стабилизации насыпной активной зоны. Всплывет ли она целиком или будет находиться в каком-то взвешенном состоянии? Будет ли стабильна нижняя поверхность засыпки? Ответы на эти и множество других вопросов могут дать лишь эксперименты и специальные исследования на моделях. Отдельного рассмотрения требует проблема возможного гидравлического профилирования.

В традиционных активных зонах с целью повышения  $q_V$  и средней температуры теплоносителя на выходе из активной зоны применяются гидравлическое и физическое профилирование. В реакторах БН-600 и БН-800 благодаря выравниванию поля энерговыделений коэффициенты неравномерности распределения тепловыделений составляют  $K_R \approx 1.3$ ,  $K_Z \approx 1.2$  по радиусу и высоте соответственно.

В активной зоне с размерами зоны БН-800 предложенного типа при однородном распределении элементов по ее объему, по предварительным оценкам, коэффициенты неравномерности составляют  $K_R \approx 1.8$ ,  $K_Z \approx 1.3$ . Организация профилирования расхода теплоносителя и удельного тепловыделения решается в ШН-РБН сложнее, чем в традиционной активной зоне. Этот недостаток частично компенсируется допустимостью снижения величины  $q_V$ , о чём будет сказано ниже.

Средняя удельная мощность активной зоны для различного рода оценок принимается на первом этапе равной 300 МВт/м<sup>3</sup>. Оценки температурного состояния твэла показывают, что при заданной пористости топлива (25%), радиусе активной зоны (1.5 м), фиксированной тепловой мощности реактора (2 100 МВт), фактором, ограничивающим диаметр твэла, является температура оболочки. Соответствующий максимальный диаметр твэла составляет 20 мм.

При транспортировке ОЯТ из активной зоны температурное состояние твэл определяется временем выдержки после прекращения цепной реакции деления. В табл. 1 приводятся оценки этого времени из условия, что теплоотвод осуществляется в газовой среде без принудительного охлаждения, а температура оболочки не превысит 800°C:

Таблица 1

**Необходимое время выдержки твэлов и ТВС  
после остановки реактора**

$q_V$ , МВт/м <sup>3</sup>	500	300
Стержневые ТВС БН-600	60 сут	12 сут
Шаровые твэлы	$d_{\text{твэл}} = 10 \text{ мм}$	30 мин
	$d_{\text{твэл}} = 20 \text{ мм}$	120 мин
		< 5 с
		< 10 с

При расчетах теплопередачи использована простейшая модель: ряды твэлов, пространство для теплоносителя и кожух ТВС заменены эквивалентными по площади кольцевыми зонами. Переток тепла в аксиальном направлении не учитывался. Передача теплоты через газовые зазоры – излучением, а через другие слои – теплопроводностью. Исходные геометрические размеры, характеристики топлива – по данным БН-600.

Заметим, что по регламенту БН-600 отработавшие ТВС из активной зоны переносятся первоначально под уровнем натрия в гнезда внутриреакторного хранилища, выдерживаются там под принудительным охлаждением в течение одной микрокампании (несколько месяцев) и только затем перемещаются в газовую среду передаточного бокса.

Таким образом, шаровые твэлы могут транспортироваться в газовой среде без принудительного охлаждения практически немедленно после извлечения из активной зоны, в том числе и из работающей на полной мощности.

**ИЗГОТОВЛЕНИЕ И РЕФАБРИКАЦИЯ ТВЭЛОВ**

Процесс изготовления твэла для ШН-РБН можно представить пока только в самых общих чертах. Он происходит в несколько стадий:

- изготовление заготовок для оболочки в виде двух полусфер методом штамповки из листа, спекания порошка, литья под давлением;
- изготовление топливного сердечника с заданной пористостью и нуклидным составом в виде полусфер (прессование, возможно, непосредственно в заготовки оболочки, виброуплотнение)
- сборка твэлов в газовой среде и соединение полусфер контактно-стыковой сваркой [5]; заготовки соединяются и поддерживаются под давлением и высокой температурой; при сваривании температура материала на линии контакта близка к температуре плавления, поэтому шов имеет такую же структуру, как и весь материал оболочки, а шлам отсутствует;
- проверка оболочки на герметичность традиционными методами.

При рефабрикации твэл упомянутым выше стадиям предшествуют операции разделки – отделение оболочечного материала от топлива с целью дальнейшего использования в новых твэл и регенерации топливной композиции. Представляется перспективным сплавление оболочки в индукционной печи и сбор конструкционного материала в отдельной изложнице. После этого материал восстанавливает свои физико-химические свойства и пригоден для неоднократного повторного использования.

Регенерация топлива может быть двух видов – промежуточная и полная. В первом случае основной целью является смена оболочки твэла, получившей предельное радиационное или другое повреждение, на новую – для продолжения выгорания топлива. При такой регенерации используются только механические и термические

способы воздействия на топливо (дробление, смешение порошков, прокалка, прессование и др.) и происходит удаление части газообразных и летучих продуктов деления (ПД).

В случае полной регенерации происходит более глубокая очистка от ПД и частичное разделение изотопов урана, плутония и малых актинидов. Такая регенерация осуществляется с помощью электрохимических процессов в расплавленных галоидных солях [6].

Малые размеры и геометрическая простота изделия способствуют возможности производить изготовление и рефабрикацию твэлов ШН-РБН в режиме on line непосредственно на реакторной площадке в полностью автоматизированном процессе.

В традиционном РБН отработавшие ТВС проходят стадии принудительного охлаждения во внутриреакторном хранилище в течение одной микрокампании, отмычки и выдержки в бассейне, транспортировки в спецконтейнерах на радиохимический завод. В процессе переработки отделяют концевые детали и чехлы ТВС, частично материал оболочек и дистанционирующих устройств. Повторное использование этого металла путем превращения в трубные или иные изделия даже в условиях крупного комбината представляется практически нереальным.

При «доминирующей роли» традиционных РБН неизбежны перевозки высокоактивных и ядерно опасных материалов на большие расстояния, накопление их в значительных количествах в отдельных звеньях ТК, поскольку перегрузка реактора осуществляется крупными партиями ТВС не чаще двух раз в год.

## ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ

В рамках концепции ШН-РБН возможно как простое, так и расширенное воспроизводство ядерного топлива, а также утилизация плутония и малых актинидов. В условиях избыточности высокофонового плутония из ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах целесообразно использовать его на загрузку ШН-РБН с пониженной теплонапряженностью и эксплуатировать этот реактор в режиме нулевого баланса по делящимся нуклидам, т.е. с КВ ~ 1 [7]. Предлагаемая схема замкнутого цикла по делящимся и конструкционным материалам показана на рис. 3.

Равномерного и наиболее глубокого выгорания, а также частичной реализации физического профилирования можно достичь, используя перегрузку в режиме МПАЗ (многократное прохождение активной зоны). Однако при определенных условиях может оказаться приемлемым и режим ОПАЗ (однократное прохождение), при кото-

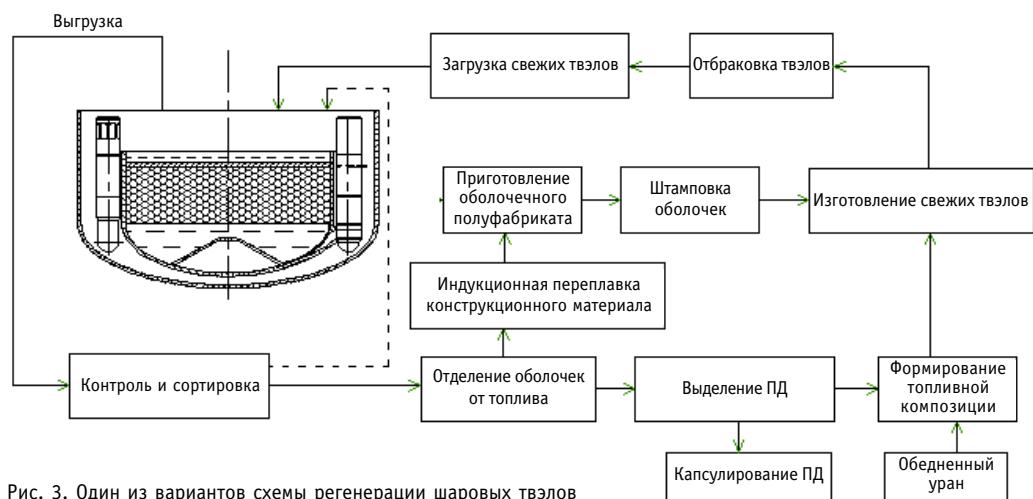


Рис. 3. Один из вариантов схемы регенерации шаровых твэлов

ром в несколько раз сокращается интенсивность процесса загрузки-выгрузки твэлов. Специфика ШН-РБН позволяет в течение срока службы АЭС менять режим топливоиспользования в широких пределах, переходить от одной топливной композиции к другой, эксплуатировать реактор как облучательную установку в жестком спектре нейтронов.

В традиционном РБН такое оперативное изменение топливоиспользования практически невозможно. Это связано с фиксированной системой распределения расхода теплоносителя, обеспечивающей достижение высокой теплонапряженности ( $q_V = 500\text{--}600 \text{ МВт}/\text{м}^3$ ), редкими остановками на перегрузку ТВС и другими причинами.

Необходимость высокого значения  $q_V$  в традиционной активной зоне РБН оправдывается высоким обогащением топлива и большой критмассой  $M_{kp}$ . Энергосъем с каждого килограмма загрузки определяется параметром

$$J_{A3} = \frac{N}{M_{kp}}, \quad (1)$$

где  $N$  – номинальная электрическая мощность установки. Этот параметр в энергетических реакторах равен 300, 280 и 310 кВт / кг урана-235 соответственно для ВВЭР-1000, РБМК-1000 и БН-600. В реакторе БН-800 с загрузкой высокофоновым плутонием  $J_{A3} \approx 280 \text{ кВт}/\text{кг}$  плутония. Однако параметр  $J_{A3}$  характеризует только однократное использование ядерного топлива. В замкнутом топливном цикле следует использовать  $J_{TЦ}$ :

$$J_{TЦ} = J_{A3} \cdot K; \quad K = \sum_i K_i > 1, \quad (2)$$

где  $K_i$  – доля топлива, сосредоточенного («замороженного») в  $i$ -ом звене топливного цикла. Доля активной зоны  $K_{A3} = 1$ . В БН-800 при четырехкратной перегрузке за кампанию  $K \geq 1.5$ , а с учетом транспортировки и дополнительных задержек реально следует ожидать  $K \geq 2.0$ . В реакторе ШН-РБН задержка топлива вне активной зоны в режиме МПАЗ будет минимальной и можно рассчитывать на  $(K - 1) < 0.05$ . Это обстоятельство позволяет обосновать снижение  $q_V$ , и следовательно, и  $J_{A3}$  в ШН-РБН по сравнению с традиционными РБН.

## ШН-РБН КАК ЗАКРЫТАЯ СИСТЕМА

По типу связи с внешним миром традиционный РБН является открытой системой, осуществляющей обмен с ней не только энергией, но и веществом. На основе ШН-РБН возможно реализовать закрытую энергетическую систему, исключающую обмен веществом на весь срок службы реактора (30–50 лет). Весь запас необходимых материалов может быть изначально сосредоточен на АЭС в момент ее сооружения, и продукты деления в реакторе или, в крайнем случае на территории станции.

Конструкционный материал оболочек твэла и технологические среды, используемые при переработке ОЯТ, должны быть регенерируемыми и допускать восстановление своих рабочих свойств после каждого цикла переработки. Потребление обедненного урана, являющегося основным расходным материалом, сравнительно невелико. В табл. 2 показано количество материалов, необходимое для функционирования ШН БН-800 как открытой системы, а также количество ПД, накапливающееся за 50 лет работы с КИУМ = 0.9.

Возможные потери материалов, циркулирующих в системе, могут увеличить объем РАО на несколько процентов, и поэтому должны быть учтены в виде дополнительно оперативного запаса. Реальны и потери делящихся нуклидов, которые попадают в РАО, поэтому реальный КВ должен несколько превышать единицу. Воздействовать на величину КВ можно с помощью небольшого изменения объема активной зоны, увеличивая или уменьшая толщину насыпного слоя.

Таблица 2

**Количество материалов в замкнутом топливном цикле  
ШН БН-800 за 50 лет работы установки**

Материал	Обедненный уран	Сплав V-Cr-Ti	Высокофоновый плутоний	Технологические среды для ХП ОЯТ	Продукты деления твердые / ГПД
Масса, кг	45 000	2 000	3 000	~ 3 000	2 800 / 7 000
Объем, м <sup>3</sup>	2.5	0.25	0.16	~ 1	3.1 / –

Извлеченные при переработке ОЯТ твердые ПД целесообразно капсулировать в шаровые элементы по той же технологии, что и твэлы, размещая их в оболочке в дисперсионной смеси с подходящей матрицей. Герметичные капсулы с ПД загружаются в контейнеры нейтронной защиты ПТО, замещая бывшие там первоначально графитовые или стальные шары. Принимая толщину боковой защиты ПТО такой же, как и в БН-600 и высоту засыпки до 1.5 м, оцениваем допустимый объем размещаемых в контейнерах материалов до 15 м<sup>3</sup>. Таким образом, там могут храниться под контролем и охлаждаться все наработанные ПД.

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Предложенная концепция насыпной активной зоны выгодно отличается от традиционных кассетно-стержневых зон:

- запас реактивности поддерживается в реакторе на уровне, меньшем доли запаздывающих нейтронов, отрицательный пустотный эффект реактивности, использование гравитационного фактора обеспечивает повышенную безопасность реактора;
- простота конструкции и сборки активной зоны позволяют снизить стоимость изготовления и рефабрикации твэл и уменьшить тем самым топливную составляющую себестоимости электроэнергии;
- небольшой объем твэл облегчает его испытание в условиях, максимально приближенным к штатным, позволяет оперативно и с небольшими затратами получать представительную статистику разрушений и на этой основе создать простую и надежную технологию изготовления и рефабрикации твэл;
- решается проблема формоизменения твэл при больших флюенсах, поскольку сферическая форма оболочки сохраняется при радиационном распухании;
- шаровой твэл – сферический сосуд, нагруженный внутренним избыточным давлением, может иметь оболочку меньшей толщины по сравнению с оболочкой цилиндрического сосуда – стержневого твэл;
- значительно меньшее время выдержки шаровых твэл после выгрузки позволяет проводить операции по переработке ОЯТ практически сразу после извлечения из активной зоны;
- снижение времени задержки ядерного топлива вне активной зоны создает предпосылки для уменьшения его теплонапряженности, повышения безопасности и улучшения экономических показателей топливного цикла;
- достигается гибкость и оперативность управления топливным циклом;
- переработка ОЯТ может производиться в режиме on-line на полностью автоматизированных установках со сравнительно небольшим объемом горячих камер, непосредственно на площадке АЭС;
- появляется реальная возможность замыкания цикла конструкционных материалов, используемых в активной зоне и уменьшение потребности в них;
- при рефабрикации шаровых твэлов проще осуществлять топливный цикл без сепарации актинидов (в том числе без отделения плутония от урана) и без глубокой очистки ОЯТ от продуктов деления;

- перегрузка активной зоны происходит без снижения мощности установки, что повышает коэффициент ее использования;
- контроль за соблюдением безопасности на одном предприятии, несомненно, обеспечить легче, чем контролировать разрозненные предприятия по переработке ОЯТ и РАО, изготовлению твэл и транспортировке ядерных материалов между ними.

К недостаткам, присущим насыпной активной зоне, можно отнести следующие обстоятельства:

- при движении шаров в активной зоне возможно их уплотнение и образование устойчивых структур; для предотвращения их образования, возможно, потребуется некий механизм (не обязательно основанный на принципах физического воздействия на засыпку);
- сложность организации гидравлического и физического профилирования;
- поиск и извлечение негерметичного твэла.

Переход от концепции до обоснованного технического проекта ШН-РБН требует дополнительных затрат на проведение комплекса НИР и ОКР. Предварительные оценки говорят о перспективности работ в данном направлении. Концепция РБН с насыпной активной зоной соответствует направлениям дальнейшего развития ядерной энергетики как экологически чистой, безопасной и самодостаточной отрасли энергетики.

### **Литература**

1. Программа развития атомной энергетики Российской Федерации на 1998-2005 годы и на период до 2010 года: Постановление Правительства Российской Федерации № 815 от 21.07.1998 г.
2. Иванов В.Г. Топливная составляющая стоимости электроэнергии АЭС и экономическая эффективность инвестиций в горно-металлургическое предприятие ЯТЦ/ Кн.: Экономика ядерной энергетики. – М.: МИФИ, 2004. – С. 157-173.
3. Богоявленский Р.Г. Гидродинамика и теплообмен в высокотемпературных ядерных реакторах с шаровыми твэлами. – М.: Атомиздат, 1978.
4. Усынин Г.Б., Кусмарцев Е.В. Реакторы на быстрых нейтронах. – М.: Энергоатомиздат, 1985.
5. Самойлов А.Г., Волков В.С., Солонин М.И. Тепловыделяющиеся элементы ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1996.
6. Петров А.В., Усынин Г.Б., Усынина С.Г. Совместный топливный цикл БН и ВВЭР на основе пиропроцессинга//Атомная энергия. – 1998. – Т. 85. – Вып. 6. – С. 451-456.
7. Усынин Г.Б., Кравченко А.А., Усынина С.Г. Замкнутый и закрытый (on site) топливный цикл РБН нетрадиционной конструкции//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 2. – С. 102-107.

Поступила в редакцию 25.01.2006

УДК 621.039.56

# СИСТЕМА КОНТРОЛЯ ПОДКРИТИЧНОСТИ ПРОМЫШЛЕННОГО УРАН- ГРАФИТОВОГО РЕАКТОРА: РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ

**В.В. Шидловский\*, П.М. Гаврилов\*, А.А. Цыганов\*, А.Г. Кохомский\*,  
В.Б. Чуканов\*, М.В. Антоненко\*, И.В. Шаманин\*\*, В.Н. Нестеров\*\***

\* ФГУП Сибирский химический комбинат, г. Северск

\*\* Томский политехнический университет, г. Томск



Приведено описание системы контроля подkritичности промышленного уран-графитового реактора (ПУГР) и режимов ее работы. Изложена методика проверки импульсных каналов и определения их рабочих характеристик. Проведена оценка быстрого мощностного коэффициента реактивности. В результате проведения экспериментов по сбросу стержней в подkritическом состоянии реактора были оценены параметры процесса перевода реактора в глубоко подkritическое состояние. Предложена и реализована схема проведения минимизации влияния пространственных эффектов и повышения точности определения параметров данного быстрого процесса.

## СИСТЕМА КОНТРОЛЯ ПОДКРИТИЧНОСТИ РЕАКТОРА

Проектом реакторов АДЭ-4, АДЭ-5 не предусмотрены аппаратно-технические средства контроля текущего значения подkritичности в процессе перегрузочных работ (загрузка рабочих каналов, извлечение стержней системы управления и защиты (СУЗ)).

Система контроля подkritичности (СКПР) реакторов АДЭ-4 и АДЭ-5 была разработана РНЦ «КИ» в соответствии с требованиями документов Министерства атомной энергии Российской Федерации. Система предназначена для определения и контроля текущего (фактического) значения подkritичности в процессе перегрузки активной зоны, при ремонте оборудования остановленного реактора и в процессе вывода реактора в критическое состояние в широком диапазоне значений реактивности от  $-20\beta$  до  $+0,5\beta$ .

Контрольно-измерительная часть СКПР состоит из следующих блоков [1]:

- измерительно-вычислительный крейт (ИВК);
- крейт регистрации импульсных сигналов (КРИС);
- коробка питания и коммутации сигналов токовых ионизационных камер (КПК-1);
- предусилители (МПУ).

© В.В. Шидловский, П.М. Гаврилов, А.А. Цыганов, А.Г. Кохомский, В.Б. Чуканов,  
М.В. Антоненко, И.В. Шаманин, В.Н. Нестеров, 2006

В системе предусмотрена возможность записи показаний нейтронных датчиков (импульсных или токовых) и вычисленных параметров на магнитный носитель персонального компьютера. Вычисление реактивности и подкритичности обеспечивают как программы обработки экспериментальных данных, встроенные в систему, так и внешнее программное обеспечение.

Методы определения подкритичности, используемые в системе СКПР, основываются на реализации обращенного решения уравнения кинетики реактора в точечном приближении с учетом шести групп запаздывающих нейтронов. Параметры запаздывающих нейтронов задаются в памяти модуля микропроцессорного контролера ИВК. Может быть выбрана любая версия констант из имеющихся в программируемом запоминающем устройстве. Исходными данными для решения уравнения являются изменяющаяся во времени плотность нейтронного потока и константы, характеризующие запаздывающие нейтроны. Изменения плотности нейтронного потока определяются экспериментально по показаниям счетчиков нейтронов.

Имеется режим вычисления подкритичности реактора в присутствии источника нейтронов неизвестной интенсивности, так называемый «режим приращений» или  $\Delta$ -режим. Физическая сущность  $\Delta$ -режима, реализованного в СКПР, заключается в том, что после возмущения нейтронного потока (органами регулирования или изменением интенсивности источника) реактивность постоянна, хотя нейтронная мощность изменяется в течение некоторого времени.

Для применения  $\Delta$ -режима в реакторе должен быть создан динамический режим. Способ создания динамики не имеет значения. К моменту начала  $\Delta$ -измерений, процесс создания динамики должен быть закончен, а динамика достаточна для ее надежной регистрации используемыми детекторами. Условием корректности определения подкритичности в этом случае является постоянство неинформативной составляющей в течение времени измерений, что обычно выполняется.

Режим «источник» используется для работы в подкритическом состоянии. При работе в этом режиме оператору необходимо установить исходное значение (измененное или вычисленное) подкритичности, соответствующее текущему состоянию реактора. Для случаев, когда значение реактивности постоянно и мало относительно шумов в СКПР предусмотрен режим усреднения значений реактивности. Для оперативной оценки экстраполированного значения подкритичности при извлечении из активной зоны стержней СУЗ или загрузки рабочих каналов в СКПР реализован режим « $1/N$ ».

В СКПР предусмотрено два режима работы: токовый и импульсный. В токовом режиме для измерения нейтронного потока используются токовые счетчики нейтронов (одновременно может быть подключено до 6 ионизационных камер КНК-56). В импульсном режиме для измерения нейтронного потока задействованы импульсные счетчики нейтронов (одновременно может быть подключено до 6 камер деления КНТ-31).

Измерение нейтронного потока осуществляется одновременно в двух режимах. Выбор режима работы системы для вычисления реактивности определяется уровнем нейтронного потока в реакторе. При низких уровнях нейтронного потока используется импульсный режим работы, в котором измерения выполняются с помощью камер деления, размещенных непосредственно в ячейках реактора на полувысоте активной зоны. При уровнях нейтронного потока, достаточных для регистрации токовыми счетчиками, используется токовый режим работы, в котором используются ионизационные камеры, размещенные в шахтах за пределом активной зоны.

В сентябре 2004 г. во время планово-перегрузочного ремонта реактора АДЭ-5 была выполнена проверка импульсных каналов и определены их рабочие характеристики. Для этого каждая импульсная подвеска (с соответствующей линией связи) с по-

мощью мостового крана устанавливалась в вертикальное положение, при этом камера деления КНТ-31 находилась над полом центрального зала. На камеру последовательно подавалось напряжение высоковольтного питания  $U_{выс}$  для каждого значения  $U_{выс}$  определялись дискриминационные характеристики. Цель этих измерений – определение величины порога дискриминации, при котором скорость счета при отсутствии полезных сигналов, вызываемых нейтронами (шумовая составляющая), отсекается. Эксперименты показали, что при  $U_{выс} = (200 \div 400)$  В и  $U_{дискр} = 1$  В шумовая составляющая счетных каналов полностью отсекается. Зависимости скорости счета импульсного канала №1 от уровней  $U_{выс}$  и  $U_{дискр}$  представлена на рис. 1.

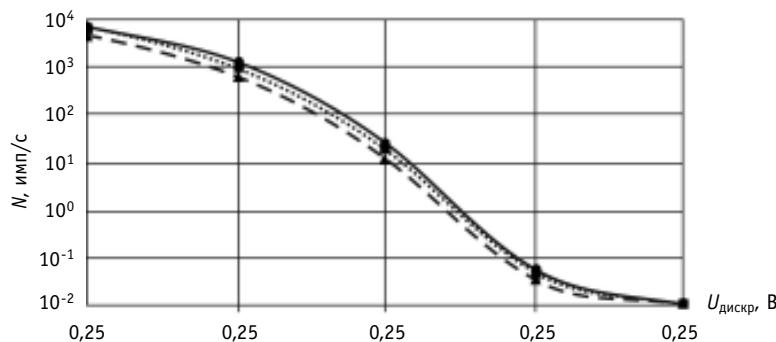


Рис. 1. Результаты измерений скорости счета импульсного канала №1 (количество импульсов в секунду  $N$ ) при различных значениях  $U_{выс}$  и  $U_{дискр}$ : —▲—  $U_{выс} = 200$  В; ...■...  $U_{выс} = 300$  В; —●—  $U_{выс} = 400$  В

На следующем этапе определялись дискриминационные характеристики импульсных каналов при размещении камеры КНТ-31 в нейтронном поле (нижний конец подвески с камерой помещался в бак с плутоний-бериллиевым источником нейтронов, заполненный парафиновым замедлителем). Эксперименты показали, что дискриминационные характеристики импульсных каналов, полученные при различных значениях  $U_{выс}$ , совпадают. Зависимости скорости счета импульсного канала №1 от уровней  $U_{выс}$  и  $U_{дискр}$  представлены на рис. 2.

После выполнения предварительных проверок подвески были установлены в подготовленные каналы и сняты дискриминационные характеристики (рис. 3) при

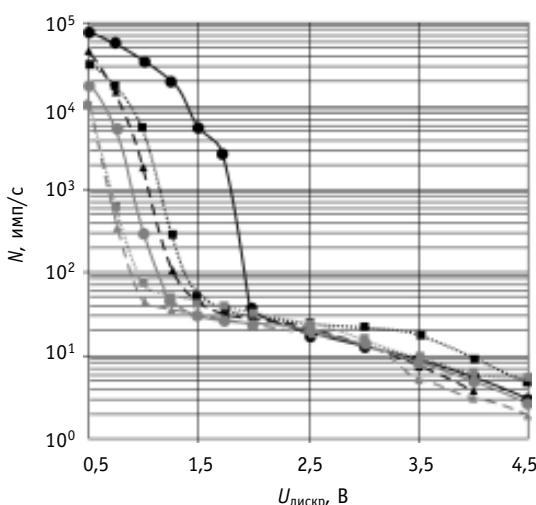


Рис. 3. Зависимость скорости счета импульсных каналов от уровня дискриминации

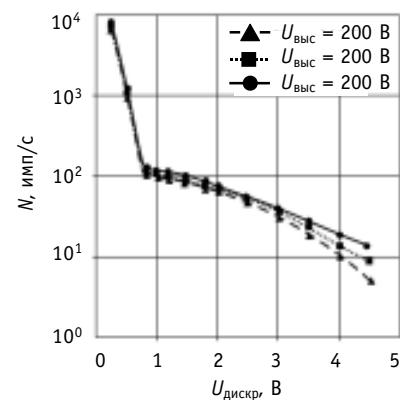


Рис. 2. Результаты измерений скорости счета импульсного канала №1 (количество импульсов в секунду  $N$ ), при различных значениях  $U_{выс}$  и  $U_{дискр}$  (камера в баке с плутоний-бериллиевым источником нейтронов, заполненном парафиновым замедлителем)

$U_{\text{выс}} = 300$  В для шести импульсных каналов (6 зависимостей). Из графика (рис. 3) видно, что все датчики, кроме датчика 4-го канала СКПР, дают приблизительно одинаковые показания при  $U_{\text{дискр}} = 1.5$  В. При увеличении  $U_{\text{дискр}}$  с 1.5 до 2.5 В чувствительность каналов (1, 2, 3, 5, 6) снизилась приблизительно в  $1.5 \div 2$  раза. При этом максимальное различие скорости счета отдельных каналов составило около 50%, что объясняется как индивидуальными особенностями подвесок (различной чувствительностью каналов СКПР), так и неравномерностью распределения нейтронного потока в активной зоне реактора. По результатам выполненных измерений были определены рабочие характеристики импульсных каналов для последующих испытаний СКПР.

### ОЦЕНКА БЫСТРОГО МОЩНОСТНОГО КОЭФФИЦИЕНТА РЕАКТИВНОСТИ

В ноябре 2004 г. при остановке реактора на планово перегрузочный ремонт был проведен эксперимент по оценке быстрого мощностного коэффициента реактивности. Для этого к СКПР были подключены две штатные камеры КНК-57, используемые в системе автоматического регулятора.

Кнопками индивидуального сброса в активную зону было введено 4 стержня СУЗ. Графики изменения величины суммарного тока  $I$  от времени  $t$ , построенные по данным с аналогового выхода ИВК, регистрируемым на ленте самописца, (график 1) и по результатам, сохраненных в ПЭВМ (график 2), приведены на рис. 4. Графики изменения величины реактивности  $\rho$  от времени  $t$ , построенные по результатам расчета реактивности в блоке ИВК и регистрируемые на ленте самописца (график 1) и по результатам расчета на ПЭВМ по программе R1SKPR (график 2), приведены на рис. 5.

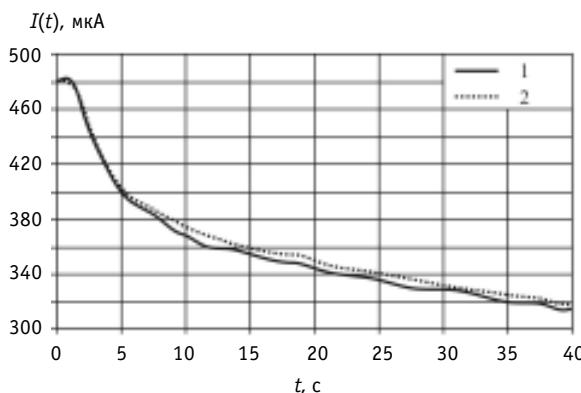


Рис. 4. Изменение суммарного тока камер во времени

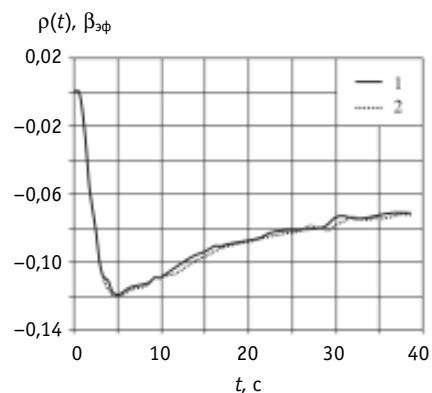


Рис. 5. Изменение реактивности во времени

В результате эксперимента установлено, что использование штатных рабочих камер КНК-57 в качестве токовых датчиков СКПР не вызвало технических и технологических затруднений. Сбои в работе и отказы оборудования СКПР не зафиксированы.

Быстрый мощностной коэффициент реактивности оценивался следующим образом.

В начальный период (в период времени от  $t_1$  до  $t_2$ ) после сброса стержней СУЗ зависимость реактивности от нейтронной мощности  $W$  можно представить уравнением:

$$\rho(W) = \rho_1 + \int_{W_1}^W \frac{\partial \rho}{\partial W} dW, \quad (1)$$

где  $\rho_1$  – реактивность в момент времени  $t_1$  от начала сброса стержней, в единицах  $\beta_{\text{эфф}}$ ;  $W_1$  – нейтронная мощность в момент времени  $t_1$ .

Поскольку ток ионизационных камер пропорционален нейтронной мощности, то

$$W = \frac{W_0}{I_0} \cdot I \cdot \frac{1}{W_{\text{ном}}} \cdot 100\%, \quad (2)$$

где  $W_{\text{ном}} = 100\%$  – номинальная мощность реактора;  $W_0$  – мощность в % от  $W_{\text{ном}}$  перед сбросом стержней (в момент времени  $t_0$ );  $I_0, I$  – ток ионизационных камер непосредственно перед и после сброса стержней соответственно.

Из результатов обработки данных, полученных после первого сброса стержней (рис. 4, 5), следует, что в период от  $t_1 = 5$  с до  $t_2 = 35$  с ( $\Delta t = 30$  с) зависимость (1) с высокой достоверностью (0,98) аппроксимируется линейной функцией с постоянным значением производной  $\frac{\partial \rho}{\partial W} = -0,0041\beta_{\phi} / \%W_{\text{ном}}$ , т.е. в указанном диапазоне времени с учетом соотношения (2)

$$\rho(W) \approx -0,127\beta_{\phi} + \alpha_W (W - W_1), \quad (3)$$

где  $\alpha_W = -0,0041\beta_{\phi} / \%W_{\text{ном}}$ ;  $W_1 = 65,6\%$  – нейтронная мощность реактора (% от  $W_{\text{ном}}$ ) в момент времени  $t_1$ .

Графическое представление последнего соотношения приведено на рис. 6, где также приведены экспериментальные значения исследуемой функции.

По сути,  $\alpha_W$  есть быстрый мощностной коэффициент реактивности при изменении уровня нейтронной мощности реактора в указанном диапазоне значений и при температуре графита, равной температуре графита перед сбросом стержней в активную зону. В относительно короткий промежуток времени после сброса стержней коэффициент  $\alpha_W$  определяется, в основном, эффектом Доплера на уране-238 и изменением температуры воды. При этом изменением реактивности, связанным с инерционным изменением температуры графита и «отравлением» топлива ксеноном, можно пренебречь.

Следует отметить, что оценка величины быстрого мощностного коэффициента реактивности согласуется с результатами, полученными ранее при использовании реактимитра ПИР-4 [2].

После выполнения всех регламентных работ по подготовке реактора к пуску начался второй этап реакторных испытаний СКПР. Задачами испытаний являлись:

- проверка работоспособности различных режимов работы СКПР в подкритическом и критическом состояниях реактора;
- проверка работоспособности внешнего программного обеспечения СКПР;
- экспериментальная оценка подкритичности реактора после планового перегрузочного ремонта;
- определение границ функционирования как самой системы, так и внешнего программного обеспечения (по скорости счета, показаниям токовых каналов, глубине подкритичности реактора).

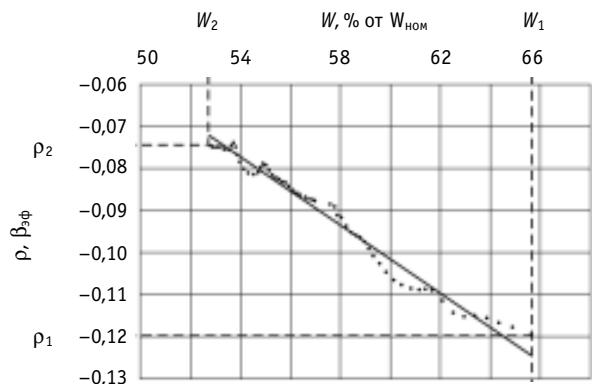


Рис. 6. Зависимость  $\rho(W)$  в период от  $t_1 = 5$  с до  $t_2 = 35$  с ( $\Delta t = 30$  с) при сбросе стержней СУЗ: ..... эксперимент; — линейная аппроксимация

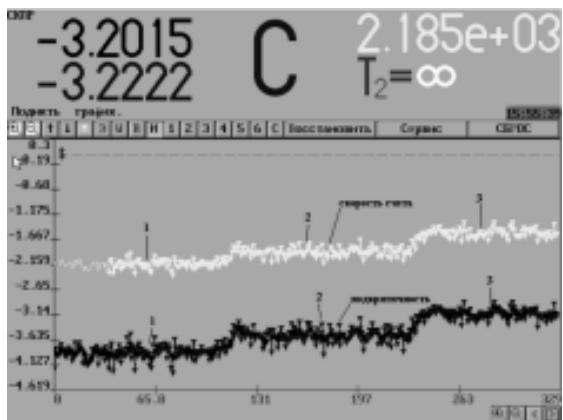


Рис. 7. Изменения скорости счета и подкритичности при извлечении групп стержней аварийной защиты, фиксируемые при помощи внешнего программного обеспечения

стержней аварийной защиты, которые извлекаются, в первую очередь, согласно требованиям Технологического регламента, представлена на рис. 7.

### **ОЦЕНКА ПАРАМЕТРОВ КИНЕТИКИ ХОЛОДНОГО РАЗОТРАВЛЕННОГО РЕАКТОРА ПРИ ЕГО «ЗАГЛУШЕНИИ»**

В результате проведения экспериментов по сбросу стержней в подкритическом состоянии реактора были оценены параметры кинетики реактора в процессе его перевода в глубоко подкритическое состояние. Отличия значений этих параметров, рассчитанных по результатам измерений различных импульсных каналов, достигали 100%, что объясняется существенным влиянием пространственных эффектов на фоне низкого уровня плотности нейтронного потока. Низкий уровень плотности нейтронного потока в подкритическом состоянии создает проблему проведения измерений параметров кинетики ПУГР. При этом значительно возрастают требования к помехозащищенности импульсных каналов, чтобы «поймать» изменения на фоне низкой скорости счета. Поэтому плотность нейтронного потока напрямую связана с погрешностью определения параметров кинетики реактора.

С целью минимизации влияния пространственных эффектов и повышения точности определения параметров кинетики реактора при его «заглушении» была предложена и реализована следующая схема проведения эксперимента:

- 1) полностью извлекаются стержни аварийной защиты;
- 2) оставшиеся в активной зоне стержни СУЗ извлекаются частично (до одной высотной отметки);
- 3) перевод реактора в глубоко подкритическое состояние обеспечивается одновременным вводом всех извлеченных стержней аварийной защиты и частично извлеченных стержней СУЗ.

В результате параметры кинетики реактора при его «заглушении» (эффективная интенсивность источника нейтронов и подкритичность), рассчитанные по результатам измерений различных импульсных каналов, совпали в пределах статистической ошибки измерений.

Для определения области перекрытия диапазона показаний импульсных и токовых каналов системы, проверка режима  $1/N$ , а также работоспособности СКПР в токовом режиме с камерами КНК-5б было проведено 10 экспериментов, при которых реактор выводился в критическое состояние.

Для проверки различных режимов работы СКПР и внешнего программного обеспечения в подкритическом состоянии реактора проведена серия из 8 экспериментов. Для инициации динамического процесса в реакторе применялся метод сброса стержней. В активную зону вводились предварительно извлеченные стержни СУЗ. Количество стержней СУЗ, используемых для инициации динамических процессов, варьировалось от 21 до 73.

Графическая иллюстрация изменения скорости счета и подкритичности реактора при извлечении

В процессе извлечения стержней фиксировались суммарный счет шести импульсных каналов и показания токового канала. До значения скорости счета  $N \sim 6 \cdot 10^4$  имп/с изменений (роста) нейтронного потока в активной зоне по показаниям токового канала не было зафиксировано. Увеличение показаний токового канала (относительно скомпенсированной величины  $i_{\text{ком}} \sim 10^{-9}$  А) начинается при суммарной скорости счета  $N > 10^5$  имп/с (при  $N \approx 2 \cdot 10^5$  имп/с,  $i \approx 1,15 \cdot 10^{-9}$  А), но при этом происходит перегрузка (просчеты) импульсных каналов. Таким образом, перекрытие диапазонов импульсных и токового каналов достигается при суммарной скорости счета в интервале  $1 \cdot 10^5 \div 1 \cdot 10^6$  имп/с, однако при этом не сохраняется пропорциональность между уровнем нейтронного потока и показаниями импульсных каналов. Для увеличения перекрытия диапазонов было рекомендовано уменьшить ток компенсации камер на порядок. Эффект достигался в результате ревизии токовых каналов – поиска элементов с неудовлетворительными параметрами. Данную проблему, как правило, удается решить заменой ионизационной камеры на новую.

Проверка работы СКПР в режиме «обратного счета»  $1/N$  показала, что система обеспечивает прогнозирование достижения критического состояния реактора при изменении состава активной зоны, а также измерение и контроль уровня подкритичности.

Проверка работы «Дельта-режим» показала, что этот режим работоспособен и может использоваться при проведении экспериментов на реакторе. В процессе проверки также были сделаны оценки глубины подкритичности реактора в зависимости от количества стержней СУЗ в активной зоне.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Подведем краткий итог проделанной работе.

- Испытания системы СКПР и внешнего программного обеспечения показали, что все режимы работы СКПР и внешнего программного обеспечения функционируют.
- Даны методические рекомендации по применению СКПР и проведению экспериментов по определению реактивностных эффектов.
- Система СКПР готова к вводу в опытную эксплуатацию.

## Литература

1. Система контроля подкритичности реактора (СКПР): Руководство по эксплуатации, КАЛБ.412161.001 РЭ, инв.№90-1658 от 03.08.2004.
2. Прибор для измерения реактивности ПИР-4: Технические характеристики и инструкция по эксплуатации (1-я редакция). – М., 1987.

Поступила в редакцию 10.04.2006

# РАСЧЕТ ОСТАТОЧНОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В ОТРАБОТАВШЕМ ЯДЕРНОМ ТОПЛИВЕ И РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДАХ

**О.Б. Дугинов**

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



Разработан метод прямого расчета остаточного энерговыделения в отработавшем ядерном топливе и радиоактивных отходах, исходя из текущего изотопного состава. Данный метод позволяет представить информацию по энерговыделению нуклидов в виде табулированных данных, что упрощает задачу оценки энерговыделения.

## ВВЕДЕНИЕ

Для успешного функционирования атомной энергетики, способной к долговременному и широкомасштабному развитию, необходимо решить ряд важных проблем. Одной из наиболее сложных и срочных задач является безопасное захоронение радиоактивных отходов (РАО), вновь образующихся и образованных в прошлом от реализации оборонных ядерных технологий и работы АЭС.

Риск, связанный с использованием ядерной энергии, обусловлен возможностью попадания различного количества радионуклидов в среду обитания. Поэтому на протяжении всего времени хранения РАО необходимо гарантировать обеспечение надежной изоляции отходов от окружающей среды, защиту настоящего и будущих поколений, биологических ресурсов от радиационного воздействия сверхустановленных пределов. Такая гарантия может быть обеспечена, если на всем сроке хранения отходов хранилище обеспечивает надежность захоронения. Одним из факторов, влияющих на целостность хранилища РАО, является тепловая и радиационная стойкость материалов хранилища или сред, в которых происходит захоронение РАО. Поэтому необходимо знать, контролировать и прогнозировать процессы тепловыделения в радиоактивных отходах и отработавшем ядерном топливе.

## СУЩЕСТВУЮЩИЕ МЕТОДЫ РАСЧЕТА ОСТАТОЧНОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ

Для расчета остаточного энерговыделения в зависимости от времени выдержки топлива обычно используются различные аппроксимационные зависимости от простых до достаточно сложных, учитывающих предысторию облучения и доли деления на различных изотопах.

Мощность остаточного энерговыделения в топливе как функцию от времени расхолаживания  $t$  можно рассчитать

$$W_{\text{ост}}(T, t) = \int_0^T \frac{W(\tau)}{E_{\text{дел}}} f(\tau + t) d\tau, \quad (1)$$

где  $W_{\text{ост}}(T, t)$  – мощность остаточного энерговыделения (Вт),  $T$  – время облучения топлива в реакторе (с),  $E_{\text{дел}}$  – энергия на один акт деления делящегося материала (МэВ),  $\tau$  – время начала процесса расхолаживания,  $W(\tau)$  – история изменения мощности реактора за время  $T$  (Вт),  $f(\tau + t)$  – аппроксимационная функция, определяющая скорость спада остаточного энерговыделения после единичного деления одного ядра тяжелого элемента (МэВ/с).

Существует достаточно много зависимостей  $f(t)$  от простых, вида  $2.66 \cdot t^{-1.2}$  (формула Вей-Вигнера), до сумм нескольких десятков экспонент. В работе [1] по методике разложения по экспоненциальным полиномам была свернута по периодам полу-распада информация по большому количеству (порядка 500) цепочек распада различных продуктов деления. Функция, аппроксимирующая остаточное энерговыделение для единичного акта деления, представляется в виде:

$$f_i(t) = \sum_{j=1}^{31} A_{i,j} \exp(-L_j t), \quad 0,1 \text{ с} \leq t \leq 300 \text{ лет}, \quad (2)$$

здесь индекс  $i$  означает деление какого изотопа и под воздействием нейтрона какой энергии учитывается в остаточном энерговыделении; коэффициенты  $A$  и  $L$  получены путем аппроксимации суммой из 31-ой экспоненты табулированных данных [2] по остаточному энерговыделению. В работах [3, 4] было показано, что точность такой аппроксимации достаточно высока и лежит в пределах точности табулированных данных.

В целом для расчета энерговыделения в отработавшем топливе можно использовать аппроксимационные зависимости вида (2), но для расчета энерговыделения в радиоактивных отходах их использовать сложно, т.к. состав отходов может варьироваться в зависимости от технологии переработки, сроков хранения и т.д. Кроме того, источники образования отходов могут быть различными: реакторными и нереакторными.

Также следует отметить, что аппроксимации существуют только для продуктов деления, не учитывают энерговыделение от трансурановых элементов и выгорание продуктов деления в процессе кампании. Все это приводит к тому, что использование аппроксимационных зависимостей для расчета остаточного энерговыделения в облученном топливе приводит к занижению оценки (см. рис. 1).

Еще одна причина невозможности использовать для расчета остаточного энерговыделения в радиоактивных отходах аппроксимационных различных зависимостей – это невозможность осуществить привязку к единичному акту деления. Очень часто информация о режимах облучения, сроках хранения, способах переработки и т.д. потеряна или известна не в полном объеме. Все вышеперечисленное подталкивает к разработке нового метода расчета энерговыделения, который позволил бы рассчитать энерговыделение в отработавшем топливе или РАО без использования аппроксимационных зависимостей, основываясь только на текущем изотопном составе.

## **МАРКОВСКИЕ ПРОЦЕССЫ С НЕПРЕРЫВНЫМ ВРЕМЕНЕМ И ДОХОДАМИ**

В процессе эволюции нуклидного состава ядерного топлива превращения одних нуклидов в другие совершаются через случайные интервалы времени. Обозначим

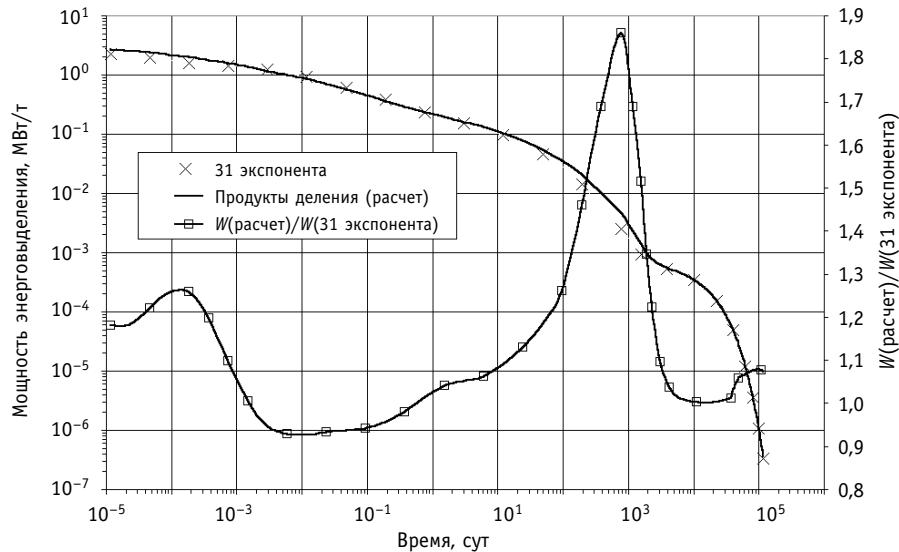


Рис.1. Энерговыделение продуктов деления

через  $a_{ij}$  скорость перехода нуклида  $i$  в нуклид  $j$ , когда  $i \neq j$ . Величины  $a_{ij}$  определяются следующим образом. За бесконечно малый интервал времени  $dt$   $i$ -й нуклид будет совершать переход в нуклид  $j$  с вероятностью  $a_{ij}dt$  ( $i \neq j$ ). Вероятность двух или более переходов за время  $dt$  имеет порядок  $(dt)^2$  или выше, и предполагается, что она бесконечно мала, если  $dt$  выбирается достаточно малым. Очевидна связь этого определения с обычными допущениями для пуассоновского процесса. Теперь можно описать марковский процесс с непрерывным временем [5] матрицей скоростей переходов  $A$  с компонентами  $a_{ij}$ , диагональные элементы которой определяются по формуле

$$a_{ii} = -\sum_{j \neq i} a_{ij}. \quad (3)$$

Предположим, что система нуклидов, описываемая марковским процессом с  $N$  состояниями, выделяет  $r_{ij}$  эВ энергии, когда исчезает нуклид  $i$  и образуется нуклид  $j$ . Величина  $r_{ij}$  называется доходом системы при переходе из состояния  $i$  в состояние  $j$ . Марковский процесс теперь порождает последовательность доходов, соответствующих переходам одного нуклида в другой. Доход является, таким образом, случайной величиной с распределением вероятностей, управляемой вероятностными связями марковского процесса [5]. Введем определение *непосредственно выделяемой энергии и полной выделяемой энергии*.

*Непосредственно выделяемая энергия* – это энергия, которая выделится при переходе нуклида  $i$  в любой другой нуклид  $j$ . Определяется следующим образом:

$$q_i = \sum_{j \neq i} a_{ij} r_{ij}, \quad (4)$$

где  $r_{ij}$  – энергия, которая выделяется при исчезновении нуклида  $i$  и образовании нуклида  $j$ .

*Полная выделяемая энергия* – это энергия, которая выделится за время  $t$ , если в системе есть стартовый нуклид  $i$ :

$$v_i(t + dt) = \left( 1 - \sum_{i \neq j} a_{ij} dt \right) \cdot v_i(t) + \sum_{i \neq j} a_{ij} dt \cdot [r_{ij} + v_j(t)]. \quad (5)$$

Под полной выделяемой энергией понимается энергия, которую выделит целая цепочка последовательных ядерных превращений, порожденная  $i$ -м стартовым нуклидом.

Выясним, как получается уравнение (5). В течение интервала времени  $dt$  система может либо остаться в состоянии  $i$ , либо совершить переход в некоторое состояние  $j$ . Если она останется в состоянии  $i$  в течение времени  $dt$ , то выделится энергия  $v_i(t)$ , которую она принесет за оставшиеся  $t$  единиц времени. Вероятность того, что система останется в состоянии  $i$  в течение интервала  $dt$  равна 1 минус вероятность того, что за это время она совершил переход:  $1 - \sum_{j \neq i} a_{ij} dt$ . С другой стороны, за время  $dt$

система может совершить переход в некоторое состояние  $j \neq i$  с вероятностью  $\sum_{i \neq j} a_{ij} dt$ .

В этом случае выделится  $r_{ij}$  эВ энергии плюс энергия  $v_j(t)$ , которая будет получена за оставшееся время, если бы начальным было состояние  $j$ . Произведение вероятностей и доходов нужно просуммировать по всем состояниям  $j \neq i$ , чтобы получить полное значение выделенной энергии.

Используя соотношение (3), перепишем уравнение (5) следующим образом:

$$v_i(t+dt) = v_i(t) + a_{ii}v_i(t)dt + \sum_{j \neq i} a_{ij}r_{ij}dt + \sum_{j \neq i} a_{ij}v_j(t)dt.$$

Путем несложных преобразований это выражение можно привести к виду:

$$\frac{dv_i(t)}{dt} = q_i + \sum_{j=1}^N a_{ij}v_j(t), \quad i = 1, 2, \dots, N. \quad (6)$$

Таким образом, полная выделяемая энергия нуклида  $v_i(t)$  удовлетворяет системе неоднородных дифференциальных уравнений с постоянными коэффициентами и определяется из нее, если известны  $v_i(0)$ .

## МАТРИЦА ДОХОДОВ ДЛЯ ИЗУЧЕНИЯ ОСТАТОЧНОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ НУКЛИДОВ

Для описания процессов радиоактивного распада используется модель межизотопных переходов, предложенная в работе [6]. Для применения к построенной модели межизотопных переходов теории доходов, необходимо определить правила, по которым будет формироваться матрица доходов. В случае, если нас интересует в какой степени тот или иной нуклид влияет на энерговыделение, матрица доходов ( $R$ ) для учитываемых реакций может быть задана в следующем виде: для  $\beta^-$ ,  $\beta^+$ ,  $\alpha$ -распадов и испускания  $\gamma$ -кванта или запаздывающего нейтрона доход  $r$  равен выделяемой при этом энергии –  $E_{\beta^-}$ ,  $E_{\beta^+}$ ,  $E_\alpha$ ,  $E_\gamma$  и  $E_n$  соответственно.

Определив доходы таким образом, можно оценить величину вклада каждого нуклида в остаточное энерговыделение.

Как упоминалось, суммарную энергию, которую нуклид выделил к моменту времени  $t$ , можно определить по формуле (6). Под термином «суммарная энергия нуклида» понимается энергия, которую выделила целая цепочка последовательных ядерных превращений, порожденная этим нуклидом (стартовым) [6].

Обычно под радиационными характеристиками нуклидов понимают величины, характеризующие отдельный нуклид как источник  $\alpha$ - ,  $\beta$ - ,  $\gamma$ -излучения в момент времени  $t$ . Применение теории марковских цепей с доходами позволяет взглянуть под другим углом на понятие «радиационная характеристика нуклида», а именно, рассмотреть не отдельно взятый нуклид, а всю цепочку ядерных превращений, порожденную данным нуклидом. Такой подход заметно упрощает задачу оценки энерговыделения,

т.к. позволяет представить информацию по энерговыделению нуклидов в виде табулированных данных, нормированных на одно ядро стартового нуклида.

Для расчета суммарной энергии нуклида необходимо знать энергию, которая выделяется при переходе нуклида  $i$  в любой другой нуклид  $j$ , определяемую по формуле (4). Это средняя энергия, выделяемая в результате радиоактивного распада. Если быть точным, то величина, определяемая по формуле (4) и приводимая в различных библиотеках ядерных данных, это средняя энергия радиоактивного распада, складывающаяся из средних энергий трех основных типов распада:  $\bar{E}_\beta$ ,  $\bar{E}_\alpha$  и  $\bar{E}_\gamma$ . Сумма этих трех составляющих и дает значение энергии (за исключением энергии нейтрино), выделяемой при распаде. Эти три составляющих можно определить так:

$$\bar{E}_\beta = E_{\beta^-} + E_{\beta^+} + E_{\bar{\nu}}$$

$$\bar{E}_\alpha = E_\alpha + E_{SF} + E_p + E_n$$

$$\bar{E}_\gamma = E_\gamma + E_{x-ray} + E_{ann.rad},$$

где  $\bar{E}_\beta$  – средняя энергия, выделяемая при  $\beta^-$ -,  $\beta^+$ -распаде и  $e^-$ -захвате соответственно;  $\bar{E}_\alpha$  – средняя энергия, выделяемая при  $\alpha$ -распаде, спонтанном делении тяжелых ядер, испускании протонов и запаздывающих нейтронов соответственно;  $\bar{E}_\gamma$  – средняя энергия, выделяемая за счет  $\gamma$ -излучения, рентгеновского излучения и аннигиляции.

### **РАСЧЕТ ОСТАТОЧНОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ**

В работах [3, 4] было показано, что аппроксимация остаточного энерговыделения суммой из 31 экспоненты находится в хорошем соответствии с табулированными данными по остаточному энерговыделению. Поэтому верификацию разработанного метода прямого расчета остаточного энерговыделения проведем в сравнении с 31 экспонентой. На рис.1 представлены результаты расчета остаточного энерговыделения продуктов деления в 1 т топлива реактора ВВЭР-1000 после 1 года нахождения в активной зоне и относительное отличие результатов. Поскольку аппроксимационные зависимости учитывают энерговыделение только продуктов деления, то для корректного сравнения результатов были учтены порядка 900 продуктов деления.

Видно, что результаты, полученные по разработанной методике, качественно совпадают с аппроксимационной зависимостью. Необходимо отметить, что в большинстве зависимостей для оценки остаточного энерговыделения не учитывают трансмутацию нуклидов за счет поглощения нейтронов. В реальных условиях изотопный состав ядерного топлива заметно изменяется за счет захвата нейтронов, что не может не сказаться на оценке остаточного энерговыделения. Все это приводит к тому, что использование аппроксимационных зависимостей для расчета тепловыделения в облученном ядерном топливе приводит к заметному занижению оценки на определенных интервалах времени. Так, сразу после быстрого сброса мощности реактора (например, в результате срабатывания аварийной защиты) аппроксимационная зависимость занижает энерговыделение на 25%. Максимальное отличие в 1.85 раза наблюдается через 2,5 года выдержки, что также согласуется с результатами работ [4, 7] (1.35 и 1.4 соответственно). Большее отличие результатов данной работы обусловлено тем, что учитывалось порядка 900 продуктов деления, в то время как в других работах количество учитываемых нуклидов не превышало 300.

Погрешность полученных результатов обусловлена, главным образом, неточностью данных по периодам полураспада и энерговыделению нуклидов, которая лежит в пределах 5%. Отметим, что для решения системы (6) применяется экспоненциаль-

ный метод, основанный на точном представлении решения в аналитической форме и вычислении матричной экспоненты. Этот метод особенно эффективен для жестких систем уравнений и позволяет получать результаты с точностью 1–3% (применительно к данной задаче).

Зависимость мощности энерговыделения от времени выдержки для продуктов деления, актинидов и всего топлива показана на рис. 2.

Из рисунка следует, что в течение 250 лет выдержки уровень энерговыделения

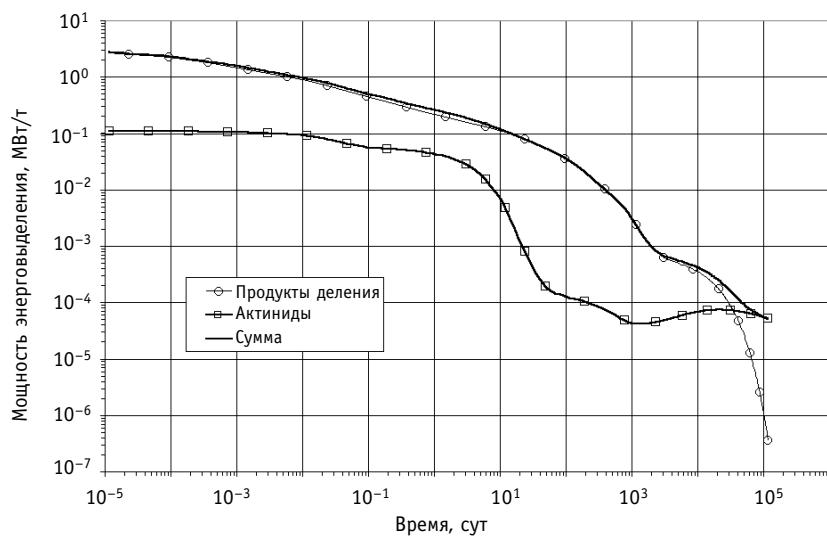


Рис. 2. Зависимость мощности энерговыделения от времени выдержки для продуктов деления, актинидов и всего топлива

определяют продукты деления, а после этого периода времени доминируют актиниды. Графики подтверждают тот факт, что в процессе облучения топлива за счет захвата на уране образуется достаточное количество нестабильных актинидов, вклад которых в остаточное энерговыделение может оказаться значительным и пренебрегать им нельзя. Этот вклад неравномерен и существенным образом зависит от типа используемого топлива, в частности, от обогащения и времени облучения. Существующие аппроксимационные зависимости этого не учитывают.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Наиболее точная оценка остаточного энерговыделения отработавшего ядерного топлива и радиоактивных отходов может быть получена только в результате прямого расчета. Аппроксимационные зависимости дают заниженные результаты, применимые только при условии точного знания режимов облучения топлива, не учитывают процессов трансмутации и выделения тепла от актинидов и не могут быть использованы для корректного моделирования остаточного энерговыделения.

Разработанный метод прямого расчета остаточного энерговыделения позволяет провести расчет, исходя из текущего изотопного состава. Представление информации по энерговыделению нуклидов в виде табулированных данных унифицирует и заметно упрощает задачу оценки тепловыделения в отработавшем ядерном топливе или радиоактивных отходах.

**Литература**

1. Fission Product Decay Power – AESJ Recommendation, 1992.
2. Nuclear Data Center JAEA. [http://wwwndc.tokai.jaeri.go.jp/DHTable/index\\_E.html](http://wwwndc.tokai.jaeri.go.jp/DHTable/index_E.html).
3. Даниловский И.В., Карпов В.А. К выбору эмпирических зависимостей для расчета остаточного тепловыделения продуктов деления различных делящихся нуклидов: Препринт ИАЭ-5092/4. – М., 1990.
4. Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф. Детальный расчет остаточного энерговыделения: Препринт ИАЭ-6256/5. – М., 2002.
5. Ховард Р. Динамическое программирование и марковские процессы – М.: Сов. радио, 1964.
6. Дугинов О.Б. Марковская модель эффективного осколка деления/Автореферат диссертации на соискание ученой степени кандидата технических наук. – Обнинск: ИАТЭ, 2004.
7. Tasaka K. Effects of Neutron Capture Transformations on the Decay Power of Fission Products// Nucl. Sci. Eng. – 1977. – V. 62. № 1. – P. 167-174.

Поступила в редакцию 11.04.2006

# ТЕПЛООТДАЧА ОТ СВИНЦОВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ К ПРОДОЛЬНО ОБТЕКАЕМОЙ ТРУБЕ

**А.В. Безносов\*, А.А. Молодцов\*, А.В. Семенов\*, А.В. Назаров\*,  
С.Ю. Савинов\*, О.О. Кудрин\*, В.И. Рачков\*\***

\*Нижегородский государственный технический университет,  
г. Нижний Новгород

\*\*Федеральное агентство по атомной энергии, г. Москва



Представлены результаты экспериментальных исследований локальных характеристик теплоотдачи от свинцового теплоносителя к поверхности охлаждаемой трубы в кольцевом зазоре при контроле и изменении содержания примеси кислорода в диапазоне условий энергетических контуров с тяжелым жидкотекущим теплоносителем. Цель работы – получение обоснованных расчетных формул для инженерных расчетов поверхностей теплообмена. Исследования проводились при изменении содержания примеси кислорода с образованием отложений оксида свинца вблизи теплопередающей поверхности.

## ВВЕДЕНИЕ

Проектные проработки энергетических контуров с использованием тяжелых жидкотекущих теплоносителей (ТЖМТ) в реакторах деления ядер, в жидкотекущих мишениях и мишенных контурах ускорительно-управляемых систем, в системах теплоотвода ядерных термоядерных реакторов токамаков инициировали работы по уточнению соответствующих расчетных кодов теплообмена, созданных в 50 – 80 годах прошлого века. Более глубокое понимание физико-химических процессов в системах с ТЖМТ и накопленный опыт эксплуатации таких систем формируют новое, уточненное понимание состояния пристенной области, в значительной мере определяющих характеристики теплообмена между жидким металлом и стенкой конструкционного материала. Появились новые, современные средства контроля характеристик ТЖМТ и современная экспериментальная техника с компьютеризированной обработкой экспериментальных данных. Все это в комплексе делает возможным уточнение ранее созданных соответствующих расчетных кодов с учетом специфики каждого теплоносителя, направления тепловых потоков, реального исполнения теплообменного оборудования и контура в целом, режимов его эксплуатации, включая возможные изменения содержания примесей в теплоносителе и в контуре.

Обязательным условием получения объективных характеристик теплообмена в оборудовании с ТЖМТ являются исследования следующих взаимосвязанных процессов:

© А.В. Безносов, А.А. Молодцов, А.В. Семенов, А.В. Назаров, С.Ю. Савинов,  
О.О. Кудрин, В.И. Рачков, 2006

- теплообмена между ядром потока и теплообменными поверхностями с учетом эксплуатационных физико-химических состояний и состава оксидных защитных покрытий, отложений примесей на теплообменных поверхностях и концентрации частиц примесей в пристенной области с температурой и вязкостью ТЖМТ, отличающейся от аналогичных значений в ядре потока;
- массопереноса примесей, транспортируемых потоком теплоносителя в разветвленном циркуляционном контуре и массообмена примесей между ядром потока и пристенными областями отдельных участков неизотермического контура;
- гидродинамику потока в локальных участках контура, определяющую динамику накопления и количества примесей в пристенной области этих участков.

Расчетно-теоретические исследования характеристик теплообмена жидкокометаллических теплоносителей постулируют непосредственный контакт теплоносителя с поверхностью теплообмена и независимость характеристик теплообмена от направления теплового потока. Результаты большинства таких исследований применительно к условиям теплоотвода от жидкого металла к стенке можно разделить на две группы.

В первой группе критериальные зависимости теплообмена формируются в виде:

$$Nu = A \cdot Re^n \cdot B, \quad (1)$$

где  $A$  – постоянный коэффициент,  $n$  – показатель степени ( $0,35–1,0$ ),  $B$  – функция геометрических характеристик.

Во второй группе (более поздние исследования) критериальные зависимости теплообмена формируются в виде:

$$Nu = A + K \cdot Re^n \cdot B, \quad (2)$$

где  $A$  – постоянный коэффициент ( $2,19–7,0$ ),  $K$  – постоянный коэффициент,  $n$  – показатель степени ( $0,6–1,0$ ),  $B$  – функция геометрических характеристик.

Погрешность зависимостей типа (1) и (2) определяется их авторами не менее 15%. Все вышеприведенные зависимости игнорируют реальные эксплуатационные состояния теплоносителя и контура, содержащих дисперсные частицы примесей оксидов теплоносителя, соединения конструкционных материалов и газов.

Эти примеси могут откладываться на теплопередающих поверхностях и концентрироваться в пристенной области. На эти процессы влияют состав и характеристики теплопередающей поверхности, направление теплового потока, гидродинамика в локальных участках контура, содержание, свойства, состав растворенных примесей и их частиц.

## СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Целью экспериментальных и расчетно-теоретических исследований характеристик теплообмена от ТЖМТ к продольно обтекаемой трубе являлось уточнение расчетных формул с учетом режимных эксплуатационных характеристик теплоносителя и контура.

Исследования проводились в Нижегородском государственном техническом университете силами и средствами кафедры «Атомные, тепловые станции и МИ»

Характеристики теплообмена исследовались при следующих условиях: температура свинца  $400–500^{\circ}\text{C}$ , средняя скорость теплоносителя  $0,1–1,5 \text{ м/с}$ , диапазон чисел Прандтля  $0,0123–0,0211$  и чисел Пекле  $500–7000$ . Величина теплового потока изменилась в диапазоне  $35–80 \text{ КВт/м}^2$ . Содержание примеси кислорода изменялось от величины термодинамической активности кислорода от  $10^{-5}–10^{-4}$  до  $10^0$  и выше насыщения с образованием отложений оксида свинца, в том числе и на теплопередающей поверхности.

Исследования проводились с использованием двух жидкокометаллических циркуляционных стендов одновременно. Циркуляционные контуры свинцового и свинец-висмутового теплоносителей объединялись экспериментальным участком. Такое техническое решение позволяет производить исследования локальных характеристик теплообмена последовательно от свинца к стенке, от эвтектики свинец-висмут к стенке, от электрообогреваемой стенки к свинцу и от электрообогреваемой стенки к свинец-висмуту.

Характеристики контура свинцового теплоносителя: расход свинца до  $7 \text{ м}^3/\text{ч}$ , температура свинца до  $600^\circ\text{C}$ , мощность электронагревателей до 50 кВт, напор циркуляционного электронасоса (разработка и поставка НГТУ) с частотным регулированием оборотов до 8 кгс/см $^2$ , материал оборудования, трубопроводов и арматуры сталь типа 12Х18Н10Т.

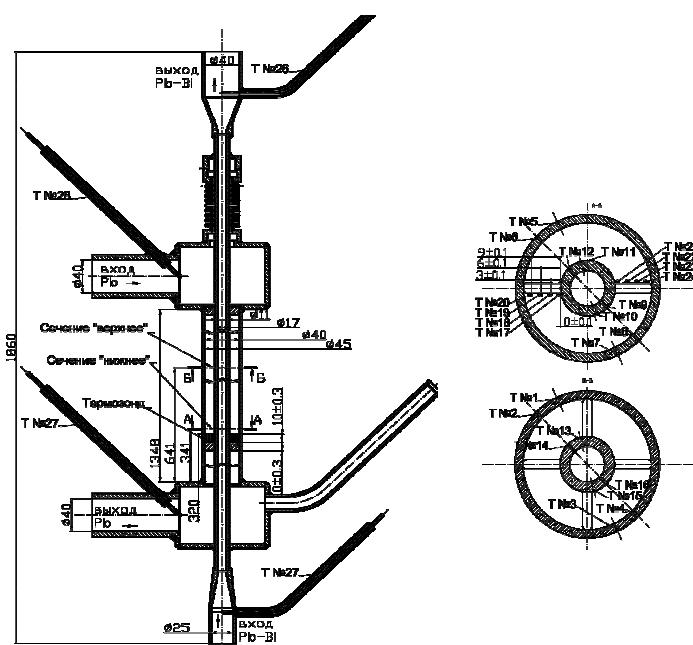


Рис. 1. Схема экспериментального участка и заделки термопреобразователей

Характеристики контура свинец-висмутового теплоносителя: расход теплоносителя до  $10 \text{ м}^3/\text{ч}$ , температура теплоносителя до  $600^\circ\text{C}$ , мощность электронагревателей с учетом прямого токового нагрева до 0,6 МВт, напор циркуляционного электронасоса (тип ЦН-17Ф) с частотным регулированием оборотов до 10 кгс/см $^2$ , материал оборудования, трубопроводов и арматуры сталь типа 12Х18Н10Т.

Оба контура снабжены системой дозированного ввода газообразного кислорода, магнитными расходомерами, устройствами измерения электрических характеристик защитных покрытий и отложений примесей, датчиками контроля термодинамической активности кислорода в ТЖМТ поставки ГНЦ РФ-ФЭИ.

Экспериментальный участок (рис. 1) выполнен в виде вертикально ориентированных коаксиально расположенных труб ( $d_2/d_1 = 2.35$ ). Внешняя труба длиной 1348 мм,  $45 \times 2.5$  мм изготовлена из аустенитной стали 12Х18Н10Т. Внутренняя труба длиной 1674 мм,  $17 \times 3$  мм изготовлена из ферритно-мартенситной стали 10Х9НСМФБ. На расстоянии 1034 мм от входа свинца в кольцевой зазор устанавливается термозонд, состоящий из 8 микротермопар с диаметром спая 1,0 мм (в капилляре) с индивидуаль-

ной градуировочной характеристикой (погрешность градуировки  $0,2^{\circ}\text{C}$ ).

В двух сечениях экспериментального участка установлено по 8 микротермопар (в капилляре) с индивидуальной градуировочной характеристикой (погрешность градуировки  $0,2^{\circ}\text{C}$ ).

Для определения локального теплового потока в каждом из двух сечений устанавливаются по два микротермопреобразователя на «наружной» поверхности трубы через  $180^{\circ}$  по периметру и по два микротермопреобразователя – на «внутренней» поверхности трубы.

Чтобы уменьшить показатель тепловой инерции термопреобразователя, хромель-алюмелевый спай выполнен на поверхности капилляра, а чувствительная часть датчика прокатана до диаметра 0,5 мм. Для измерения температуры на «наружной» и «внутренней» поверхностях труб в исследуемых сечениях фрезеруются пазы шириной  $0,5^{+0,03}$  мм, которые после укладки и зачеканивания микротермопреобразователя металлизируются. Глубина каждого паза до закладки термопреобразователя измерялась.

На входе и на выходе каждого теплоносителя установлены погружные термопреобразователи.

## ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

Схема тепломассообменных потоков одной из серий экспериментов представлена на рис. 2.

Интересные результаты были получены в первой серии испытаний, в начальный момент которой все внутренние поверхности смонтированного контура свинцового теплоносителя имели покрытия «в состоянии поставки» и сформированные в составе контура в течение 12-часовой выдержки в среде воздуха при температуре  $550^{\circ}\text{C}$ .

График характеристик контура в процессе всех этапов этой серии испытаний приведен на рис. 3.

На первом этапе этой серии через 5 ч от начала циркуляции теплоносителя в газовую систему был подан водород и его давление  $1,02 \text{ кгс}/\text{см}^2$  поддерживалось в течение 20 ч.

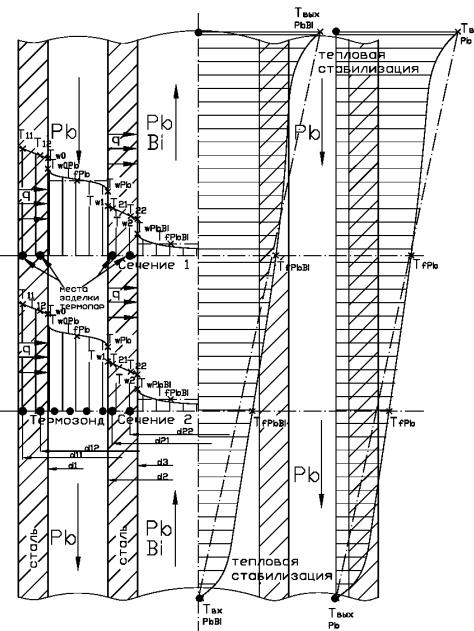


Рис. 2. Схема тепломассообменных потоков

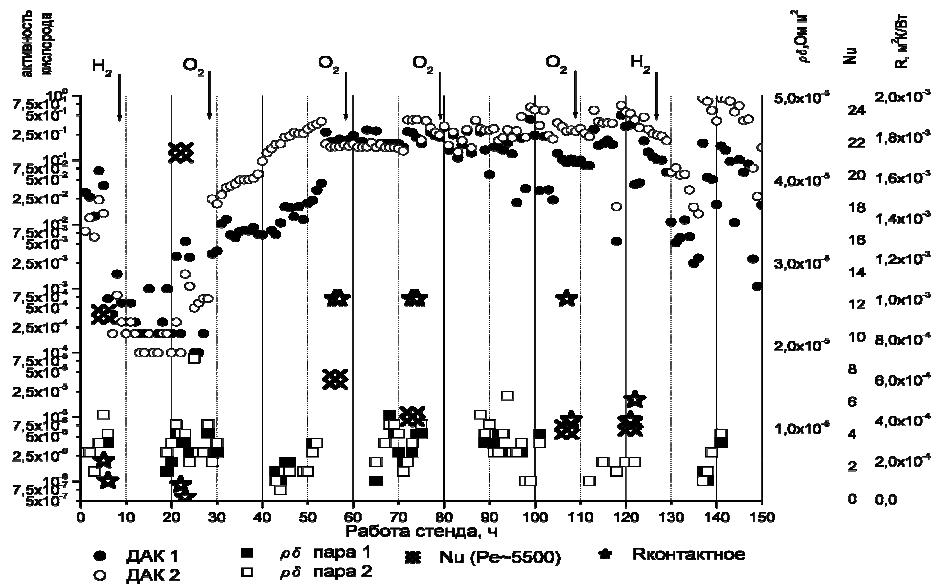


Рис. 3. Сводные данные проведенных исследований

На последующих этапах в газовую систему периодически дозировано подавался газообразный кислород в составе воздуха с последующей продувкой и выдержкой в среде аргона. Суммарная масса введенного в контур кислорода в этой серии составила 100г.

Анализ результатов исследований локальных характеристик теплообмена в этой серии испытаний показывает (рис. 4), что на начальном этапе испытаний, непосредственно после заполнения контура свинцом при содержании в нем кислорода  $a \approx 10^{-3}$ – $10^{-2}$  экспериментальные данные располагались вблизи кривой

$$Nu = 3 + 0,015 \cdot Pe^{0.8}. \quad (3)$$

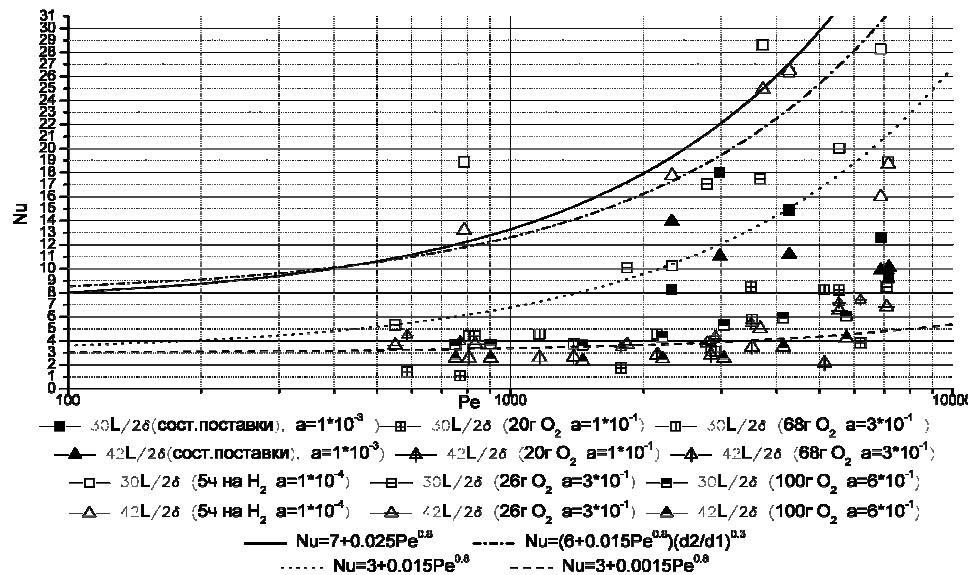


Рис. 4. Зависимости локальных характеристик теплообмена, сводный график

После обработки теплоносителя и контура водородом при температуре свинца в контуре около  $550^{\circ}\text{C}$  в течение 20 ч зафиксировано раскисление свинца до  $a = 10^{-4}$ . Характеристики теплообмена значительно улучшились, величина контактного термического сопротивления приблизилась к 5–7 градусам. Значения чисел Нуссельта находились вблизи кривой, описываемой выражением

$$Nu = 7 + 0,025 \cdot Re^{0.8}. \quad (4)$$

Последующий ввод кислорода привел к значительному ухудшению характеристик теплообмена (рис. 4). В конце этой серии испытаний, после ввода в контур 100 г кислорода значение контактного термического сопротивления превысило  $20^{\circ}\text{C}$ , а экспериментальные данные расположились вблизи кривой описываемой формулой

$$Nu = 3 + 0,0015 \cdot Re^{0.8}. \quad (5)$$

На рис. 5 представлены профили абсолютных температур по сечению потока теплоносителя, соответствующих ситуациям, описываемым зависимостями (3) и (4) соответственно. Таким образом, перепад температуры в пристенной области с появлением отложений на теплопередающих поверхностях может увеличиваться в 3,5 раза. На рис. 6 представлены результаты аналогичных испытаний [1] с тепловым потоком, направленным от электрообогреваемой трубы к свинцовому теплоносителю.

Эти результаты показывают, что при «раскисленом» свинцовом теплоносителе ( $a \approx 10^{-4}$ ), характеристики теплообмена при охлаждении теплоносителя приближаются к аналогичным данным при нагреве теплоносителя.

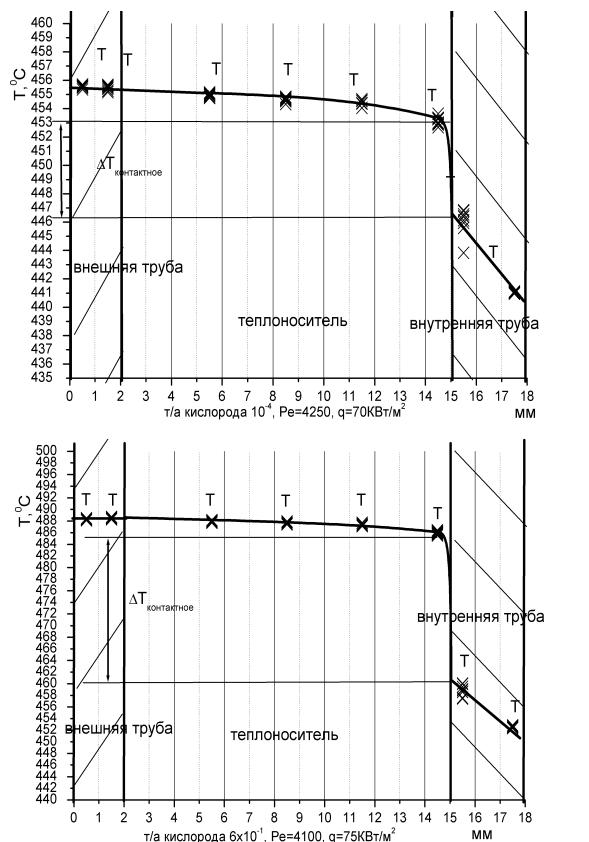


Рис. 5. Экспериментальные зависимости температуры по сечению экспериментального участка

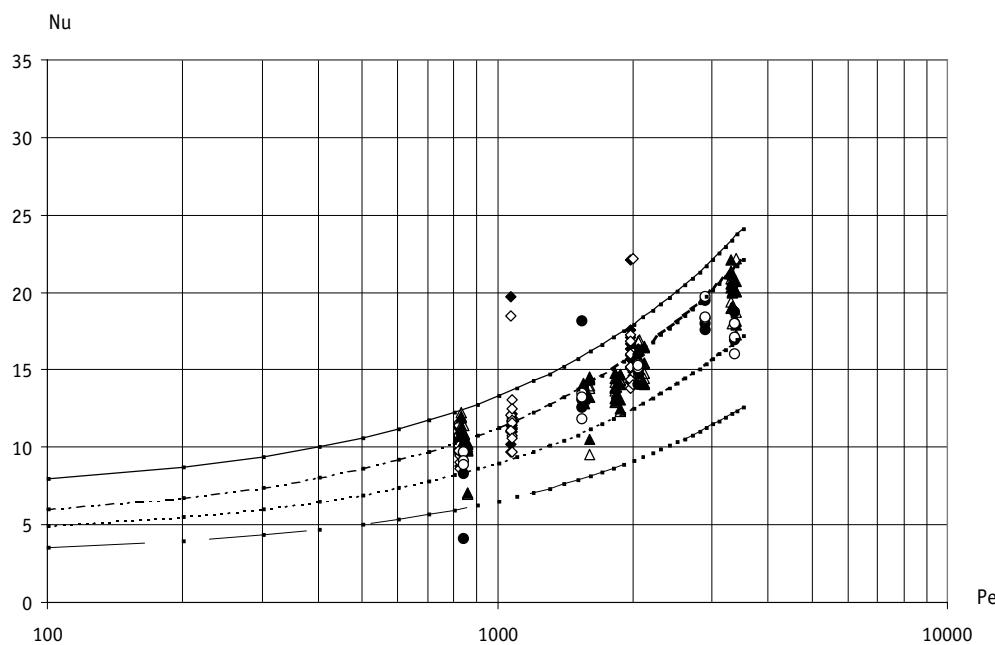


Рис. 6. Локальные характеристики теплообмена. Термодинамическая активность кислорода  $10^{-6}$ - $10^0$  (данные Семенова А.В.): \_\_\_\_\_  $Nu=7+0.025Pe^{0.8}$ ; .....  $Nu=5+0.025Pe^{0.8}$ ;  
 —  $Nu=3+0.014Pe^{0.8}$ ; .....  $Nu=4,2+0.019Pe^{0.8}$

Можно сделать вывод, что при отсутствии примесей (оксидов металлов) в пристенной области характеристики теплообмена не зависят от направления теплового потока и согласуются с результатами теоретических расчетов. Дозированное введение в контур кислорода последовательно приводит к ухудшению характеристик теплообмена. Подобное различие объясняется тем, что в пристенной области «горячей» стенки отложения примесей могут образовываться в основном за счет массопереноса частиц примесей в разветвленном контуре и массообмена пристенной области с ядром потока. В пристенной области «холодной» стенки образование отложений может происходить также и вследствие кристаллизации примесей из теплоносителя в наиболее холодной зоне контура. При условии теплоотвода от ТЖМТ к стенке, влияние марки стали поверхности теплообмена, вероятно, имеет существенно меньшее значение, чем при направлении теплового потока от стенки к ТЖМТ.

## ВЫВОДЫ

Проведенные исследования подтверждают существенную зависимость характеристик теплообмена ТЖМТ от наличия, содержания и состояния примесей в пристенной области.

Экспериментально подтверждена корреляция между показаниями датчика контроля термодинамической активности кислорода в ТЖМТ и характеристиками теплообмена при различных режимах эксплуатации контура.

Подтверждена и объяснена зависимость характеристик теплообмена между ТЖМТ и теплопередающей поверхностью от направления теплового потока.

Экспериментальные и расчетно-теоретические исследования характеристик теплообмена натурных ТЖМТ в условиях режимных характеристик энергетических контуров при обтекании одиночных стержней и труб, проводимые в НГТУ, имеют практическое значение.

**Литература**

1. 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: НГТУ, 2003.

Поступила в редакцию 7.04.2006

# НЕКОТОРЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ КРИЗИСА ТЕПЛООТДАЧИ ПРИ НИЗКИХ И ОТРИЦАТЕЛЬНЫХ РАСХОДАХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

**С.М. Дмитриев\*, А.А.Кокурин\*\*, Д.Г. Кресов\*\*, А.В. Куприянов\*\***

\* Нижегородский государственный технический университет, г. Н. Новгород

\*\* ФГУП «Опытное конструкторское бюро машиностроения  
им. И.И. Африканова», г. Н. Новгород



Представлен предварительный анализ результатов, полученных при экспериментальных исследованиях кризиса теплоотдачи в условиях прямого и обратного расходов через упрощенную модель тепловыделяющей сборки.

## ВВЕДЕНИЕ

В судовых ядерных энергетических установках ряд аварийных режимов может сопровождаться «опрокидыванием» расхода в части каналов активной зоны.

Существенно, что в этих аварийных ситуациях описываемый режим циркуляции носит кратковременный характер. Вместе с тем существующие корреляции по теплоотдаче не позволяют в полной мере осуществить строгий анализ динамики при опрокидывании расхода из-за ограничения экспериментальной области исследований положительными массовыми скоростями  $25\text{--}250 \text{ кг}/(\text{м}^2\cdot\text{с})$  [1, 2]. При этом работы, относящиеся к описанию теплоотдачи при отрицательных расходах, представляются недостаточными в силу либо чрезмерно упрощенной геометрии экспериментальных каналов [3, 4], либо в силу ограниченности параметрической области исследований, в частности, по давлению – при исследованиях повторного залива [5], не позволяющих сделать приемлемых обобщений.

В значительной мере этот пробел восполняется проведенными в ФГУП «ОКБМ им. И.И. Африканова» экспериментами на семистержневой модели ТВС, являющиеся продолжением работ, результаты которых обобщены в [6, 7].

Новые экспериментальные результаты (проведено 35 экспериментов) получены для массовых скоростей от 100 до 600  $\text{кг}/(\text{м}^2\cdot\text{с})$  и от минус 120 до минус 600  $\text{кг}/(\text{м}^2\cdot\text{с})$ . Эксперименты проведены при фиксированном давлении 15,7 МПа и значениях входной температуры воды 200, 230 и 260°C.

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ УСТАНОВКА

Экспериментальное исследование закризисного температурного режима тепловыделяющих элементов проводилось на электрообогреваемом теплофизическом стен-

© С.М. Дмитриев, А.А.Кокурин, Д.Г. Кресов, А.В. Куприянов, 2006

де. Модель ТВС представляет собой семистержневой пучок пустотелых имитаторов тепловыделяющих элементов, заключенный в необогреваемый шестигранный кожух с размером «под ключ» 19,2 мм, который в свою очередь размещен в прочном корпусе. В качестве имитаторов тепловыделяющих элементов использовались гладкостержневые четырехзаходные оребренные трубы описанным диаметром по ребрам 7,0 мм, обогреваемой длиной 950 мм и толщиной стенки 0,3 мм. Ребра играют роль дистанционирующих элементов (дистанционирование «ребро по ребру»), а также закручивают поток теплоносителя (шаг закрутки 400 мм). Распределение тепловыделения по объему пучка равномерное.

Контроль температуры имитаторов твэлов на этой модели осуществлялся четырехточечными термозондами, свободно опущенными в центральные газовые полости имитаторов на различных по высоте уровнях обогреваемого участка.

Погрешности измерения основных параметров составили:

- давление теплоносителя  $\pm 1,5\%$ ;
- расход теплоносителя  $\pm 2,5\%$ ;
- температура теплоносителя на входе в модель ТВС  $\pm 1^\circ\text{C}$ ;
- температура стенки имитатора  $\pm 6^\circ\text{C}$ ;
- мощность модели ТВС  $\pm 3\%$ .

## МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Методически эксперименты проводились следующим образом. При стабилизованных заданных значениях режимных параметров теплоносителя (давлении  $P$ , температуры на входе  $t_{\text{вх}}$  и расходе  $G$ ) модель ТВС выводилась в режим кризиса теплопередачи ступенчатым повышением подводимой электрической мощности. Каждый наброс мощности составлял 2–5% от ее текущего значения. На каждой ступени после стабилизации режима фиксировались значения параметров теплоносителя и температур имитаторов элементов. Мощность увеличивалась до значения, при котором максимальная температура внутри имитаторов достигала 600–700°C. Затем мощность уменьшалась также ступенями со стабилизацией режима и фиксацией параметров на каждой ступени.

## АНАЛИЗ ПОЛУЧЕННЫХ РЕЗУЛЬТАТОВ

Полученные данные по зависимости критической мощности от массовой скорости приведены на рис. 1–3.

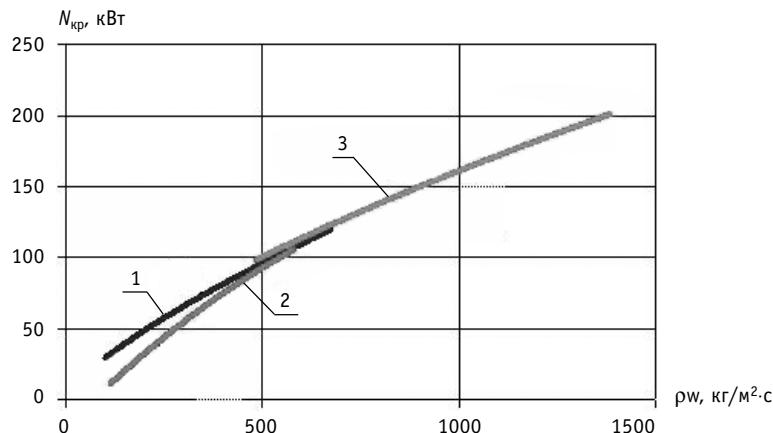


Рис. 1. Зависимость критической мощности от массового расхода теплоносителя при  $t_{\text{вх}} = 200^\circ\text{C}$ : 1 – прямая циркуляция теплоносителя; 2 – обратная циркуляция теплоносителя; 3 – ранее проведенные эксперименты при прямой циркуляции теплоносителя

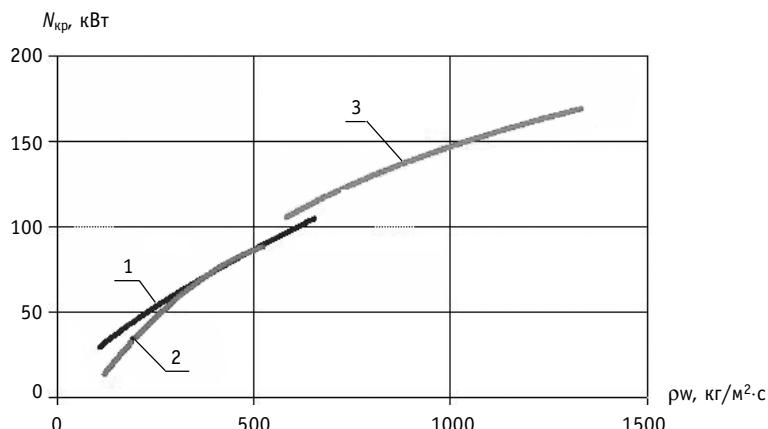


Рис. 2. Зависимость критической мощности от массового расхода теплоносителя при  $t_{\text{вх}} = 230^\circ\text{C}$ : 1 – прямая циркуляция теплоносителя; 2 – обратная циркуляция теплоносителя; 3 – ранее проведенные эксперименты при прямой циркуляции теплоносителя

Результаты исследования показали, что существуют ряд особенностей, коррелируемых с температурой теплоносителя на входе в ТВС.

При температурах теплоносителя на входе в модель ТВС 200 и  $230^\circ\text{C}$  получены хорошие результаты по «сшиваемости» с проведенными ранее экспериментами, и ранее полученная зависимость критической мощности от массового расхода в условиях прямой циркуляции хорошо экстраполируется на область низких расходов, что позволяет использовать разработанные и представленные в [6] корреляции (подтверждается верификационными расчетами). В условиях обратной циркуляции наблюдается усиление обсуждаемой зависимости, ее несимметрия относительно нулевого расхода.

Следует отметить, что при прямой циркуляции (в том числе в области малых расходов теплоносителя) кривая кипения находится в соответствии с классической од-

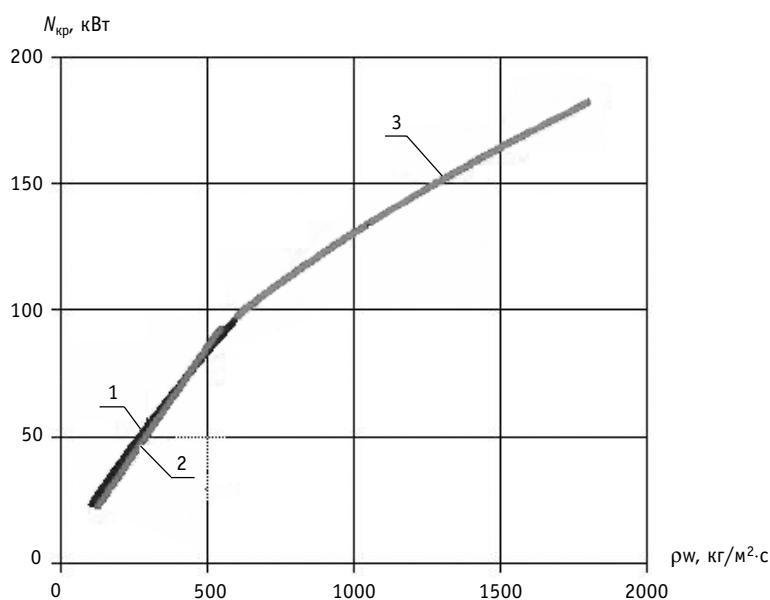


Рис. 3. Зависимость критической мощности от массового расхода теплоносителя при  $t_{\text{вх}} = 260^\circ\text{C}$ : 1 – прямая циркуляция теплоносителя; 2 – обратная циркуляция теплоносителя; 3 – ранее проведенные эксперименты при прямой циркуляции теплоносителя

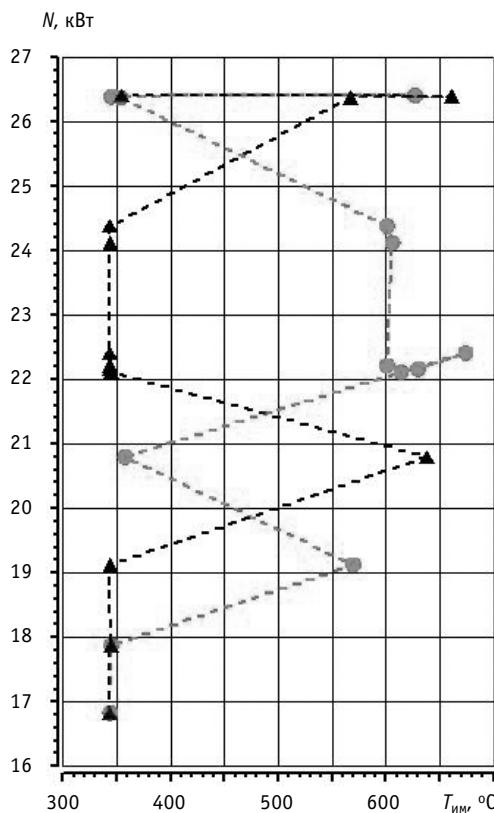


Рис. 4. Зависимость температур двух симметрично расположенных относительно центра сборки имитаторов от подводимой мощности при  $t_{vx} = 200^\circ\text{C}$  и массовом расходе минус 100 кг/(м<sup>2</sup>·с)

ные по методике Б.К. Козлова (цитируется по [8]) для адиабатного течения, показали, что в высокотемпературной области переходного кипения (температура имитаторов 500–550°C):

- для температуры входа 200°C теплогидравлические характеристики потока находятся на границе между «эмulsionционным»<sup>2</sup> и «пленочно-эмulsionционным» режимами течения при массовом расходе 300 кг/(м<sup>2</sup>·с) и между «пробково-диспергированным» и «эмulsionционным» при массовом расходе 113 кг/(м<sup>2</sup>·с);
- для температуры входа 230°C теплогидравлические характеристики потока находятся на границе между «пленочно-эмulsionционным» и «капельным» режимами течения при массовом расходе 200 кг/(м<sup>2</sup>·с) и между «пробково-диспергированным» и «эмulsionционным» при массовом расходе 133 кг/(м<sup>2</sup>·с).

Таким образом, с ростом энталпии диапазон расходов, для которого возможны переходы между различными режимами течения, сокращается. При этом со снижением расхода возрастает вероятность реализации снарядного (по современной классификации) режима течения.

При входной температуре 260°C симметрия критической мощности относительно нуля расхода сохраняется. Местоположение кризиса при изменении нагрузки не сопровождается переходами по сечению модели ТВС как при прямом, так и при обратном расходе.

нозначной зависимостью теплового потока от температурного перепада.

При обратной циркуляции в области малых расходов теплоносителя – до 300 кг/(м<sup>2</sup>·с) при  $T_{vx} = 200^\circ\text{C}$  и до 200 кг/(м<sup>2</sup>·с) при  $T_{vx} = 230^\circ\text{C}$  – зависимостью теплового потока от температурного перепада носило неоднозначный характер. А именно, при переходе на больший уровень мощности кризис теплоотдачи (наблюдаемый по показаниям соответствующих термодатчиков) смешался по азимуту сборки<sup>1</sup> (рис. 4). Интересно отметить, что «смена» режимов происходила в периферийных имитаторах твэлов, расположенных симметрично относительно центра сборки. При этом закризисный режим в центральном имитаторе либо не реализовался, либо фиксировалось незначительное повышение температур (~50°C). В ряде случаев наблюдалась миграция « пятна кризиса» во времени (при фиксированных внешних параметрах).

Полученные результаты, по-видимому, свидетельствуют о реализации (для вышеприведенной области параметров) граничных условий между различными режимами течений. Оценки, выполненные

<sup>1</sup> Суждение о возможном перемещении пятна кризиса по высоте сборки затруднено из-за чрезмерно большого расстояния между термодатчиками (~200 мм) в описываемых экспериментах.

<sup>2</sup> Здесь названия режимов соответствуют принятым автором методики.

Исследования подтвердили ранее полученные результаты [6] (качественно и количественно) в части величины закризисного резерва по мощности (определенного как отношение мощности, соответствующей допустимой температуре, к критической мощности) при ограничении допустимой температуры среды внутри имитаторов величиной  $\sim 600^{\circ}\text{C}$ . Здесь определяющее значение оказывает температура теплоносителя на входе в ТВС. При этом получено слабое влияние направления расхода через сборку на закризисный резерв по мощности.

Закризисный резерв по мощности в режимах при прямой циркуляции теплоносителя в среднем составил:

- 1,15 для температуры на входе  $t_{\text{вх}} = 200^{\circ}\text{C}$ ;
- 1,19 для температуры  $t_{\text{вх}} = 230^{\circ}\text{C}$ ;
- 1,29 для температуры  $t_{\text{вх}} = 260^{\circ}\text{C}$ .

Закризисный резерв по мощности в режимах при обратной циркуляции теплоносителя в среднем составил:

- 1,17 для температуры на входе  $t_{\text{вх}} = 200^{\circ}\text{C}$ ;
- 1,20 для температуры  $t_{\text{вх}} = 230^{\circ}\text{C}$ ;
- 1,26 для температуры  $t_{\text{вх}} = 260^{\circ}\text{C}$ .

Обсуждая полученные экспериментальные результаты в закризисной области, необходимо отметить заметную неидентичность показаний термопар в одном и том же высотном слое (в некоторых режимах достигающих  $100\text{--}150^{\circ}\text{C}$ ), что вызвано очевидной для малостержневой ТВС сильной неравномерностью теплообмена по сечению сборки. Поэтому представляется целесообразным дополнение полученных результатов аналогичными исследованиями на ТВС с большим количеством имитаторов.

Особое внимание следует уделить задаче корректного использования полученных результатов для отрицательных расходов, имея в виду отсутствие двухжидкостных расчетных кодов, верифицированных под рассматриваемую задачу. Для этой цели предполагаются специальные уточнения корреляций, ориентированные на специфику однофазных моделей.

### Литература

1. Ефанов А.Д., Кириллов П.Л., Смогалев И.П., Ивашкевич А.А., Виноградов В.Н., Сергеев В.В., Греневельд Д., Леунг Л. Скелетная таблица для коэффициента теплоотдачи в закризисной области при течении воды в трубе/Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР: Труды Международной конф. «Теплофизика-98» (Обнинск, 26-29 мая, 1998 г.). – Т. 1/Под ред. А.Д. Ефанова. – Обнинск, 1998. – С. 295.
2. Гущин Е.В., Ефанов А.Д., Колмаков А.П., Ложкин В.В., Смирнов А.М. Эксперименты на электрообогреваемых моделях ТВС ВВЭР для верификации кодов по кризису теплообмена и подогревам в ячейках ТВС/ Теплогидравлические коды для энергетических реакторов (разработка и верификация): Тез. докл. отраслевой конф.(Обнинск, 29-31 мая, 2001)./Под ред. А.Д. Ефанова, П.Л. Кириллова. – Обнинск, 2001. – С. 20.
3. Barnett P.G. An Investigation into the Validity of Certain Hypotheses Implied by Various Burnout Correlations, U.K. Pert. AEEW-R 214, 1963.
4. Морозкин В.М., Аменицкий А.И., Аладьев И.Т. Экспериментальное исследование влияния ускорения на кризис кипения в жидкостях при температуре насыщения//ТВТ. – 1963. – 1. – № 1. – С. 107.
5. Ложкин В.В., Судницын О.А., Куликов Б.И. Результаты экспериментального исследования по повторному охлаждению на моделях ТВС реактора ВВЭР при заливе сверху и комбинированном заливе/Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР: Труды Международной конф. «Теплофизика-98» (Обнинск, 26-29 мая, 1998 г.). – Т. 1/Под ред. А.Д. Ефанова. – Обнинск, 1998. – С. 381.
6. Самойлов О.Б., Куприянов А.В., Нагаев И.А., Дмитриев С.М. Экспериментальные исследования закризисного теплообмена на электрообогреваемой модели ТВС//Атомная энергия. – 2000. – Т. 88. – Вып. 4. – С. 257-260.
7. Дмитриев С.М., Кресов Д.Г., Куприянов А.В. К вопросу об оптимизации полномасштабных эк-

## ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

---

спериментов по кризису теплоотдачи, основанной на топологических особенностях кривой кипения//ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов. – 2001. – Вып. 4. – С. 55-58.

8. Тонг Л. Теплоотдача при кипении и двухфазное течение. – М.: Мир, 1969. – С. 71-72.

Поступила в редакцию 21.04.2006

# РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРИМЕСИ В $^{166}\text{Ho}$ -МИКРОСФЕРАХ АЛЬБУМИНА, ОБРАЗУЮЩИЕСЯ ПРИ ОБЛУЧЕНИИ ТЕПЛОВЫМИ НЕЙТРОНАМИ

**В.М. Петриев, М.Ю. Орлов**

ГУ – Медицинский радиологический научный центр РАМН, г. Обнинск



Показана возможность получения  $^{166}\text{Ho}$ -микросфер альбумина, которые являются потенциальным препаратом для внутритканевой радионуклидной терапии злокачественных опухолей.  $^{166}\text{Ho}$ -микросферы альбумина получают путем нейтронной активации микросфер, содержащих стабильный  $^{165}\text{Ho}$ .

Количество образующегося  $^{166}\text{Ho}$  растет с увеличением концентрации стабильного  $^{165}\text{Ho}$  в микросферах и времени облучения.

Показано, что активности всех примесей являются пренебрежимо малыми по сравнению с активностью  $^{166}\text{Ho}$ . Расчеты активностей проведены для  $^{16}\text{N}$ ,  $^{19}\text{O}$ ,  $^{20}\text{F}$ ,  $^{37}\text{S}$ ,  $^{38}\text{Cl}$ ,  $^{162}\text{Tb}$ ,  $^{33}\text{P}$ ,  $^{35}\text{S}$ ,  $^{3}\text{H}$ ,  $^{166m}\text{Ho}$ .

Также не являются существенными радиохимические примеси, возникающие при активации нейтронами лантанидами, которые могут содержаться в исходном Ho.

Оценено время облучения микросфер, достаточное для получения активности, равной 80% насыщающей. Это время равно 3–4 сут для плотности нейтронного потока  $5 \cdot 10^{13} \text{ 1/cm}^2 \cdot \text{s}$ .

Низкий уровень активации исследованных нуклидов связан с малым сечением активации и небольшой распространенностю их в природной смеси.

Микросферы, меченные радиоактивными изотопами, нашли широкое применение в ядерной медицине для радионуклидной диагностики и терапии онкологических и неонкологических заболеваний. Микросферами называют микрочастицы сферической формы с размерами от 0.5 до нескольких сотен мкм, которые получают из разных материалов. Более мелкие микросферы с размерами от 10 до 500 нм называют наносферами. Микросферы, используемые в медицине, являются транспортным средством для селективной доставки радиоактивных изотопов или лекарственных средств в органы и ткани, пораженные опухолевым процессом.

Для получения микросфер используют стекло, смолы, полимеры, белки, полисахариды и др. Микросферы, используемые в радионуклидной терапии, чаще всего, метят  $^{166}\text{Ho}$  [1–3],  $^{90}\text{Y}$  [4–8],  $^{186}\text{Re}/^{188}\text{Re}$  [9–12],  $^{32}\text{P}$  [13]. Включение радионуклидов в микросферы после их получения является наиболее распространенным способом [3, 5–8, 10–12]. В некоторых случаях радионуклиды распределяются на поверхности микросфер и имеют химическую или адсорбционную связь с материалом частиц. Для

© В.М. Петриев, М.Ю. Орлов, 2006

## ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

---

получения микросфер с равномерным распределением радионуклида по объему можно использовать исходный меченный материал или включать стабильные изотопы в матрицу частиц в процессе приготовления с последующей активацией тепловыми нейтронами [1, 2]. Одним из подходящих для этой цели нуклидов является стабильный  $^{165}\text{Ho}$ , содержание которого в природной смеси составляет 100%.

Среди  $\beta$ -излучателей  $^{166}\text{Ho}$  является оптимальным радионуклидом для внутритканевой радионуклидной терапии онкологических и неонкологических заболеваний [14]. Достоинства  $^{166}\text{Ho}$  состоят в том, что он имеет относительно короткий период полураспада ( $T_{1/2} = 1.12$  сут) и излучаемые электроны имеют максимальный пробег в мягких тканях 8.7 мм (средний 2.1 мм). В спектре излучения  $^{166}\text{Ho}$  имеется также  $\gamma$ -компоненты с энергией 81 кэВ с выходом 6.33%, пригодная для визуализации препарата в организме пациента с помощью гамма-камеры [14].

Нами был разработан нейтронно-активационный метод получения  $^{166}\text{Ho}$ -микросфер альбумина ( $^{166}\text{Ho}$ -MCA), позволяющий получать меченный препарат с высокимadioхимическим выходом [15, 16] при облучении их в реакторе ВВР-Ц (ФГУП НИФХИ им. Л.Я.Карпова) с плотностью потока тепловых нейтронов  $5 \cdot 10^{13} \text{ 1}/\text{см}^2 \cdot \text{с}$ . Однако при облучении тепловыми нейтронами MCA, содержащих стабильный гольмий, активируются и другие химические элементы, входящие в состав частиц, что может приводить к появлению radioхимических примесей.

Для количественной оценки радионуклидных примесей были проведены расчеты активностей радионуклидов, образующихся при облучении тепловыми нейтронами  $^{165}\text{Ho}$ -MCA с размерами 10–20, 20–40 и 40–60 мкм, содержащих разное количество стабильного гольмия (табл. 1).

Таблица 1

### Содержание стабильного $^{165}\text{Ho}$ в микросферах альбумина

Диапазон размеров, мкм	Содержание стабильного $^{165}\text{Ho}$ , вес. %
10 – 20	15
	25
20 – 40	20
	45
40 – 60	45
	60

Из табл. 1 видно, что содержание стабильного гольмия примерно линейно растет с увеличением размера частиц. Соответственно, при облучении  $^{165}\text{Ho}$ -MCA тепловыми нейтронами удельная активность  $^{166}\text{Ho}$ -MCA будет пропорционально увеличиваться с ростом концентрации стабильного гольмия в частицах.

Для расчета активностей радионуклидов, образующихся в результате ядерных реакций, определяли элементный состав альбумина крови человека, исходя из аминокислотного состава белка [17]. Рассчитанный элементный состав альбумина крови человека следующий (вес. %): углерод – 49.5%, кислород – 23.7%, азот – 18.0%, водород – 6.8%, сера – 2.0%.

При изменении концентрации стабильного гольмия в MCA будет изменяться относительное содержание в белке и других элементов. При этом

$$N_x = \frac{(100 - N_{Ho})C_x}{100}, \quad (1)$$

где  $N_x$  – содержание исследуемого элемента в  $^{165}\text{Ho}$ -MCA, %;  $C_x$  – содержание исследуемого элемента в альбумине, %;  $N_{Ho}$  – содержание стабильного гольмия в  $^{165}\text{Ho}$ -MCA, %.

В табл. 2 приведен элементный состав  $^{165}\text{Ho}$ -МСА с различными размерами.

**Элементный состав МСА с различным содержанием  $^{165}\text{Ho}$  (вес. %)**

Таблица 2

Диапазон размеров, мкм	Химические элементы в составе $^{165}\text{Ho}$ -МСА					
	Ho	H	C	N	O	S
10 – 20	15	5.8	42.0	15.3	20.2	1.7
	25	5.1	37.1	13.5	17.8	1.5
20 – 40	20	5.5	39.6	14.4	19.0	1.5
	45	3.8	27.2	9.9	13.0	1.1
40 – 60	45	2.7	19.8	7.2	9.5	0.8
	60	3.8	27.2	9.9	12.0	1.1

В табл. 3 приведены некоторые характеристики исходных элементов, типы ядерных реакций и ядерно-физические параметры радионуклидов, образующихся при облучении  $^{165}\text{Ho}$ -МСА тепловыми нейтронами. Из табл. 3 видно, что наряду с короткоживущими радионуклидами ( $^{16}\text{N}$ ,  $^{19}\text{O}$ ,  $^{20}\text{F}$ ,  $^{37}\text{S}$ ,  $^{38}\text{Cl}$ ,  $^{162}\text{Tb}$ ,  $^{166}\text{Ho}$ ) образуются также и долгоживущие радионуклиды с периодом полураспада от нескольких десятков суток ( $^{35}\text{S}$ ) до 1200 лет ( $^{166m}\text{Ho}$ ).

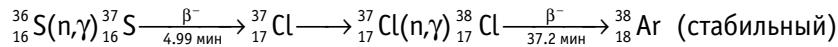
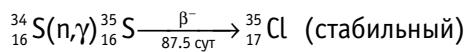
**Характеристики ядерных реакций при облучении  $^{165}\text{Ho}$ -МСА тепловыми нейтронами [18]**

Таблица 3

Активируемый нуклид	Содержание в естественной смеси изотопов, % вес.	Тип ядерной реакции на тепловых нейтронах	Т <sub>1/2</sub> образующегося радионуклида	Сечение активации, мбарн
$^2\text{H}$	0.0148	$^1\text{H}(\text{n}, \gamma) ^3\text{H}$	12.3 г	$0.519 \pm 0.007$
$^{15}\text{N}$	0.366	$^7\text{N}(\text{n}, \gamma) ^{16}\text{N}$	7.13 с	$0.024 \pm 0.08$
$^{18}\text{O}$	0.202	$^8\text{O}(\text{n}, \gamma) ^{19}\text{O}$	26.9 с	$0.16 \pm 0.01$
$^{34}\text{S}$	4.21	$^{16}\text{S}(\text{n}, \gamma) ^{35}\text{S}_{16}$	87.4 сут	$227 \pm 10$
$^{36}\text{S}$	0.02	$^{16}\text{S}(\text{n}, \gamma) ^{37}\text{S}$	5.06 мин	$150 \pm 30$
$^{37}\text{Cl}^*$		$^{17}\text{Cl}(\text{n}, \gamma) ^{38}\text{Cl}$	37.2 мин	$376 \pm 11$
$^{165}\text{Ho}$	100	$^{67}\text{Ho}(\text{n}, \gamma) ^{166}\text{Ho}$ $^{67}\text{Ho}(\text{n}, \gamma) ^{166m}\text{Ho}$	1.12 сут 1200 лет	$66500 \pm 1100$ 3500

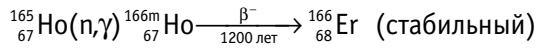
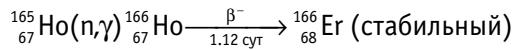
\* Продукт  $\beta$ -распада  $^{37}\text{S}_{16}$

Из приведенных данных видно, что некоторые из образующихся при облучении  $^{165}\text{Ho}$ -МСА тепловыми нейтронами нуклидов, в свою очередь, могут активироваться, что ведет к образованию дополнительных радиоактивных примесей в конечном продукте. Ниже приведены схемы образования некоторых нуклидов, которые могут образовываться при облучении МСА тепловыми нейтронами и являться радиохимическими примесями в  $^{166}\text{Ho}$ -МСА.



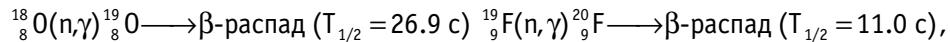
## ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

---



Основным источником трития при облучении содержащего водород и дейтерий образца служит именно реакция  $^2_1\text{H}(\text{n},\gamma)^3_1\text{H}$ , тогда как захват нейтронов дейтерием, образующимся в реакции  $^1_1\text{H}(\text{n},\gamma)^2_1\text{H}$  дает в образование трития лишь пренебрежимо малый вклад.

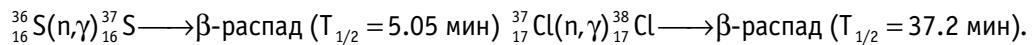
Нуклид  $^{20}_9\text{F}$ , образующийся в цепочке вторичных реакций



имеет весьма малый период полураспада и при реальных временах выдержки между концом облучения и использованием препарата не может давать заметного вклада в активность препарата.

При облучении  $^{165}\text{Ho}$  тепловыми нейtronами кроме основной ядерной реакции  $^{165}_{67}\text{Ho}(\text{n},\gamma)^{166}_{67}\text{Ho}$  протекает также реакция  $^{165}_{67}\text{Ho}(\text{n},\gamma)^{166m}_{67}\text{Ho}$  с образованием  $^{166m}_{67}\text{Ho}$  ( $T_{1/2} = 1200 \text{ лет}$ ).

Еще одним радионуклидом, который мог бы считаться радиохимической примесью, является  $^{38}_{17}\text{Cl}$  – продукт цепочки реакций



Решение дифференциальных уравнений, описывающих образование и распад радионуклидов, позволяет определить активность первого продукта активации  $A_1$ .

$$A_1 = \lambda_1 N_1 = \frac{\varphi \sigma_1 P j_1 \alpha_1 N_A}{M_1} (1 - e^{-\lambda_1 t}), \quad (2)$$

где  $\lambda_1$  – константа распада радионуклида 1,  $N_1$  – число атомов нуклида 1 в момент времени  $t$ ,  $\varphi$  – плотность потока нейтронов ( $1/\text{см}^2 \cdot \text{с}$ );  $\sigma_1$  – сечение активации ( $\text{см}^2$ );  $P$  – вес облучаемой мишени ( $\text{г}$ );  $j_1$  – относительное содержание активируемого изотопа 1 в исследуемом элементе;  $\alpha_1$  – содержание изотопа 1 в МСА;  $N_A$  – число Авогадро;  $M$  – атомный вес активируемого изотопа.

Если же после распада радионуклид вновь активируется (как в случае  $^{37}\text{Cl}_{17}$ ), то активность определяют следующим образом:

$$A_2 = \frac{\varphi^2 \sigma_1 \sigma_2 j_1 \alpha_1 P N_A}{\lambda_1 M_1} \left( 1 - \frac{\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} e^{-\lambda_1 t} + \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} e^{-\lambda_2 t} \right), \quad (3)$$

где  $\sigma_2$  и  $\lambda_2$  – сечение активации и константа распада соответствующего нуклида.

Временная зависимость удельной активности  $^{166}\text{Ho}$  при облучении тепловыми нейтронами с плотностью потока  $5 \cdot 10^{13} 1/\text{см}^2 \cdot \text{с}$  изображена на рис. 1, из которого видно, что при облучении  $^{165}\text{Ho}$ -МСА тепловыми нейтронами времена облучения, превышающие 3–5 суток, смысла не имеют.

В табл. 4 приведены отношения активностей нуклидов, возникающих при активации тепловыми нейтронами МСА и имеющих  $T_{1/2} > 5 \text{ мин}$ . Расчет проведен для времени облучения, равного 4 сут.

Зависимость от времени отношения активностей  $^{166m}\text{Ho}/^{166}\text{Ho}$  иллюстрирует рис. 2.

Видно, что при временах облучения 3–5 сут вклад  $^{166m}\text{Ho}$  в активность образца не превышает  $10^{-4}\%$ .

Зависимость от времени отношения активностей  $^{38}\text{Cl}$  и  $^{166}\text{Ho}$  иллюстрируется рис. 3.

Таким образом, вклад в активность облученных микросфер любых размеров  $^{38}\text{Cl}$  ( $T_{1/2} = 37.2 \text{ мин}$ ) не является существенным при любых временах облучения.

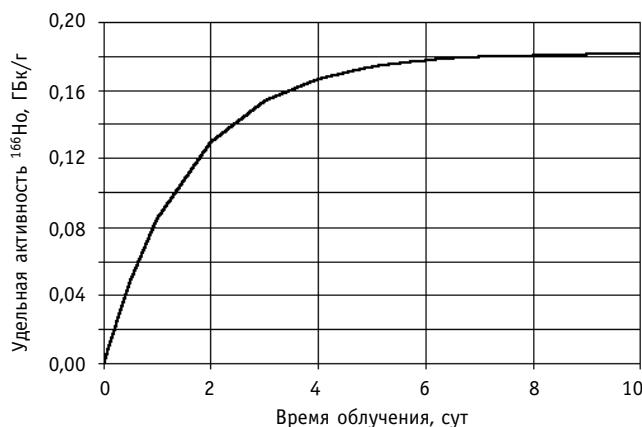


Рис. 1. Временная зависимость удельной активности  $^{166}\text{Ho}$  для МСА 10–20 мкм

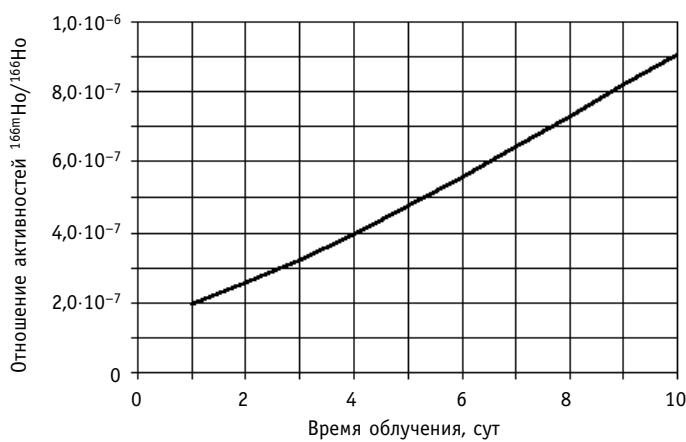


Рис. 2. Отношение удельных активностей  $^{166\text{m}}\text{Ho}/^{166}\text{Ho}$

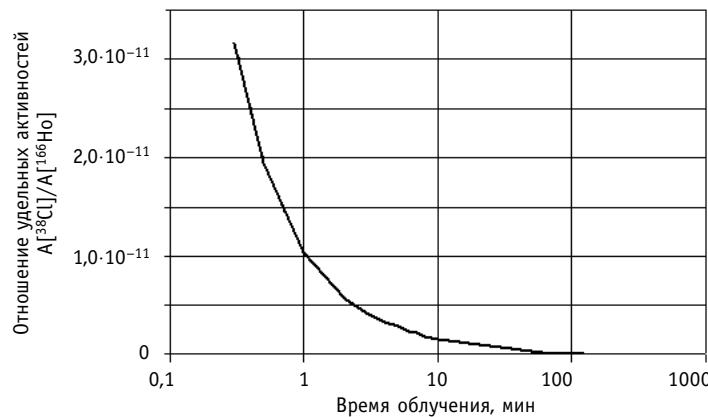


Рис. 3. Отношение удельных активностей  $^{38}\text{Cl}$  и  $^{166}\text{Ho}$

Еще одной причиной появления радиохимических примесей в  $^{166}\text{Ho}$ -МСА могут являться химические примеси лантанидов в исходном гольмии. В табл. 5 приведены характеристики соответствующих нуклидов и отношения продуктов их активации к активности  $^{166}\text{Ho}$  при времени облучения 4 сут.

ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

---

Таблица 4

Нуклид	Содержание в естественной смеси изотопов, вес. %	Содержание в МСА, вес. %	Сечение активации, мбарн	Отношение активности к активности $^{165}\text{Ho}$
$^2\text{H}$	0.0148	0.038	0.519	$9.72 \cdot 10^{-10}$
$^{34}\text{S}$	0.0421	0.011	227	$5.22 \cdot 10^{-7}$
$^{36}\text{S}$	0.0002	0.011	150	$4.95 \cdot 10^{-8}$
$^{37}\text{Cl}^*$	—	—	376	$2.20 \cdot 10^{-15}$
$^{165}\text{Ho}^{**}$	1	0.5	3500	$4.00 \cdot 10^{-7}$

\* Продукт  $\beta$ -распада  $^{37}\text{S}_{16}$

\*\* Продукт реакции  $^{165}\text{Ho}(\text{n},\gamma)^{166m}\text{Ho}$

Таблица 5

Нуклид	Содержание в естественной смеси изотопов, вес. %	Сечение активации, барн	Отношение к активности $^{166}\text{Ho}$ , %
$^{139}\text{La}$	99.911	8.93	$1.40 \cdot 10^{-3}$
$^{137}\text{Ce}$	88.43	0.57	$9.93 \cdot 10^{-5}$
$^{142}\text{Ce}$	11.13	0.95	$1.74 \cdot 10^{-5}$
$^{141}\text{Pr}$	100	11.5	$2.13 \cdot 10^{-3}$
$^{146}\text{Nd}$	17.19	1.4	$9.94 \cdot 10^{-6}$
$^{150}\text{Nd}$	5.64	1.2	$1.22 \cdot 10^{-5}$
$^{150}\text{Sm}$	7.4	102	$1.15 \cdot 10^{-7}$
$^{152}\text{Sm}$	26.7	206	$7.45 \cdot 10^{-3}$
$^{154}\text{Sm}$	22.7	5.5	$2.19 \cdot 10^{-4}$
$^{151}\text{Eu}$	47.8	9200	$4.41 \cdot 10^{-4}$
$^{153}\text{Eu}$	52.2	390	$3.18 \cdot 10^{-5}$
$^{152}\text{Gd}$	0.2	1100	$4.44 \cdot 10^{-6}$
$^{158}\text{Gd}$	24.84	2.5	$1.06 \cdot 10^{-4}$
$^{160}\text{Gd}$	21.86	0.77	$2.84 \cdot 10^{-5}$
$^{159}\text{Tb}$	100	25.5	$1.63 \cdot 10^{-4}$
$^{156}\text{Dy}$	0.06	33	$3.43 \cdot 10^{-6}$
$^{164}\text{Dy}$	28.2	2700	$1.25 \cdot 10^{-1}$
$^{162}\text{Er}$	0.14	19	$4.43 \cdot 10^{-6}$
$^{168}\text{Er}$	26.8	1.95	$2.15 \cdot 10^{-5}$
$^{170}\text{Er}$	14.9	5.7	$1.35 \cdot 10^{-4}$
$^{169}\text{Tm}$	100	103	$3.51 \cdot 10^{-4}$
$^{168}\text{Yb}$	0.13	3470	$6.02 \cdot 10^{-5}$
$^{174}\text{Yb}$	31.8	65	$1.55 \cdot 10^{-3}$
$^{176}\text{Yb}$	12.7	2.4	$4.68 \cdot 10^{-5}$
$^{176}\text{Lu}$	2.59	2100	$2.83 \cdot 10^{-3}$

При расчетах предполагалось, что используемый Но имеет химическую чистоту 99.99% и вся примесь (0.01%) состоит только из соответствующего нуклида. Следует отметить, что имеются коммерческие соединения Но, химическая чистота которых составляет 99.999%.

Как видно из таблицы, единственной существенной радиохимической примесью в  $^{166}\text{Ho}$ -МСА непосредственно после облучения может быть  $^{164}\text{Dy}$  за счет его высокого сечения активации и относительно высокого содержания в естественном Dy. Однако этот радионуклид имеет период полураспада 2.33 ч и, следовательно, при выдержке после облучения в течение суток эта примесь не будет давать сколько-нибудь существенного вклада в активность  $^{166}\text{Ho}$ -МСА.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Расчеты показывают, что при активации  $^{165}\text{Ho}$ -МСА тепловыми нейтронами в основном активируется  $^{166}\text{Ho}$ . Количество образующегося  $^{166}\text{Ho}$  растет с увеличением концентрации стабильного  $^{165}\text{Ho}$  в МСА и времени облучения. Однако при нейтронном облучении могут активироваться и некоторые другие элементы, присутствующие в составе МСА. Активности  $^{16}\text{N}$ ,  $^{19}\text{O}$ ,  $^{20}\text{F}$ ,  $^{37}\text{S}$ ,  $^{162}\text{Tb}$ ,  $^{33}\text{P}$ ,  $^{35}\text{S}$ ,  $^{3}\text{H}$ ,  $^{166m}\text{Ho}$  ничтожно малы по сравнению с активностью  $^{166}\text{Ho}$ , поскольку содержания нуклидов-предшественников и соответствующие сечения активации невелики, так что активности всех примесных радионуклидов оказываются пренебрежимо малыми по сравнению с активностью  $^{166}\text{Ho}$ .

Также невелики (<0.13%) активности радионуклидов, образующихся за счет активации элементов группы лантанидов – возможных примесей в исходном Но.

Время облучения, необходимое для получения  $^{166}\text{Ho}$ -МСА с активностью, равной 80% насыщающей, равно 3-4 сут при плотности потока нейтронов равной  $5 \cdot 10^{13} \text{ н/см}^2\cdot\text{с}$ .

Таким образом, путем нейтронной активации  $^{165}\text{Ho}$ -МСА может быть получен препарат ( $^{166}\text{Ho}$ -МСА) с высокой удельной активностью и радиохимической чистотой выше 99%.

Авторы благодарят проф. Е.С. Матусевича за доброжелательную критику и полезные замечания.

## Литература

1. Mumper R.J., Ryo U.Y. and Jay M. Neutron activated holmium-166-Poly(L-lactic acid) microspheres: A potential agent for the internal radiation therapy of hepatic tumours // J.Nucl. Med. – 1991. – V. 32. – P. 2139-2143.
2. Nijssen J.F.W., Zonnenberg B.A., Woittiez J.R.W., Rook D.W., Swildens-van Woudenberg I.A., van Rijk P.P. and van het Schip A.D. Holmium-166 poly lactic acid microspheres applicable for intra-arterial radionuclide therapy of hepatic malignancies: effects of preparation and neutron activation techniques // Eur. J. Nucl. Med. – 1999. – V. 26. – P. 699-704.
3. Turner J.H., Claringbold P.G., Klemp P.F.B., Cameron P.J., Martindale A.A., Glancy R.J., Norman P.E., Hetherington E.L., Najdovski L. and Lambrecht R.M.  $^{166}\text{Ho}$ -microsphere liver radiotherapy: a preclinical SPECT dosimetry study in the pig // Nucl. Med. Comm. -1994. – V. 15. – P. 545-553.
4. Ehrhardt G.J. and Day D.E. Therapeutic use of  $^{90}\text{Y}$  Microspheres // Nucl. Med. Biol. – 1987. – V. 14. – P. 233-242.
5. Schubiger P.A., Beer H.F., Geiger L., Rusler H., Zimmerman A., Triller J., Mettler D. and Schilt W.  $^{90}\text{Y}$ -resin particles-animal experiments on pigs with regard to the introduction of superselective embolization therapy // Nucl. Med. Biol. – 1991. – V. 18. – P. 305-311.
6. Burton M.A., Gray B.N., Klemp P.F., Kelleher D.K. and Hardy N. Selective internal radiation therapy: distribution of radiation in the liver // Eur. J. Cancer Clin. Oncol. – 1989. – V. 25. – P. 1487-1491.

## ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ

---

7. Høfeli U.O., Sweeney S.M., Beresford B.A., Sim E.H. and Macklis R.M. Magnetically directed poly(lactic acid) <sup>90</sup>Y-microspheres: Novel agents for targeted intracavitary radiotherapy // J. Biomed. Res. – 1994. – V. 28. – P. 901-908.
8. Watanabe N., Oriuchi N., Endo K., Inoue T., Tanada S., Murata H. and Sasaki Y. Yttrium-90-labeled human macro-aggregated albumin for internal radiotherapy: combined use with DTPA // Nucl. Med. Biol. – 1999. – V. 26 – P. 847-851.
9. Conzone S.D., Høfeli U.O., Day D.E. and Ehrhardt G.J. Preparation and properties of radioactive rhenium glass microspheres intended for in vivo radioembolization therapy // J. Biomed. Mater. Res. – 1998. – V. 42. – P. 617-625.
10. Wang S.J., Lin W.Y., Chen M.N., Chi C.S., Chen J.T., Ho W.L., Hsieh B.T., Shen L.H., Tsai Z.T., Ting G., Mirzadeh S. and Knapp F.F. Intratumoral injection of rhenium-188 micro-spheres into an animal model of hepatoma // J. Nucl. Med. – 1998. – V. 39. – P. 1752-1757.
11. Høfeli U.O., Casillas S., Dietz D.W., Pauer G.J., Rybicki L.A., Conzone S.D. and Day D.E. Hepatic tumor radioembolization in a rat model using radioactive rhenium (<sup>186</sup>Re/<sup>188</sup>Re)glass micro-spheres // Int. J. Radiation Oncology Biol. Phys. – 1999. – V. 44. – P. 189-199.
12. Wunderlich G., Pinkert J., Andreeff M., Stintz M., Knapp F.F., Kropp J. and Franke W.G. Preparation and biodistribution of rhenium-188 labeled albumin microspheres B 20: a promising new agent for radiotherapy // Appl. Radiat. Isotopes. – 2000. – V. 52. – P. 63-68.
13. Kawashita M., Miyaji F., Kokubo T., Takaoka G.H., Yamada I., Suzuki Y. and Inoue M. Surface structure and chemical durability of P<sup>+</sup>-implanted Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-SiO<sub>2</sub> glass for radiotherapy of cancer // J. Non-Cryst. Solids – 1999. – V. 255. – P. 140-148.
14. Lee J.D., Park K.K., Lee M.G., et al. Radionuclide therapy of skin cancers and Bowen's disease using a specially designed skin patch // J. Nucl. Med. – 1997. – V. 38. – P. 697-702.
15. Петриев В.М., Скворцов В.Г., Смахтин Л.А., Рыжикова Т.П., Лисовский И.П. Нейтрон-активационный способ получения <sup>165</sup>Dy- и <sup>166</sup>No-микросфер альбумина потенциальных препаратов для лечения опухолевых и других заболеваний / Сб. рефератов, тезисов докладов и сообщений Всероссийской конф. «50 лет производства и применения изотопов в России». – Обнинск, 1998. – С. 84.
16. Петриев В.М., Скворцов В.Г., Ганжа Е.Г., Рыжикова Т.П., Смахтин Л.А., Шутова И.Н. Получение и контроль качества <sup>165</sup>Dy- и <sup>166</sup>No-микросфер альбумина / Сб. избранных докладов «Достижения ученых Калужской области для народного хозяйства». – Обнинск, 2000. – С. 146-152.
17. Гаурова Ф. Химия и функция белков. – М.: Мир, 1965. – С. 220.
18. Меднис И.В. Сечения ядерных реакций, применяемых в нейтронно-активационном анализе: Справочник. – Рига: Зинатне, 1991.

Поступила в редакцию 12.05.2006

# К 80-летию Игоря Ильича Бондаренко (1926-1964)



Короткая, как молния, научная жизнь Игоря Ильича Бондаренко прошла в Физико-энергетическом институте (1950–1964 гг.).

За 14 лет работы в ФЭИ он прошел путь от старшего лаборанта до руководителя отдела и заместителя директора по научной работе, стал кандидатом наук (1954 г.), доктором наук (1958 г.), профессором (1959 г.), лауреатом Ленинской премии (1960 г.) и лауреатом Государственной премии (1970, посмертно).

И.И. Бондаренко был идеологом целого ряда работ, которые и по сей день являются актуальными.

В области реакторов на быстрых нейтронах – создание уникальной системы ядерных данных для расчета основных нейтронно-физических характеристик реакторов, среди которых основная – коэффициент воспроизведения. Эти работы получили высокую оценку (Ленинская премия) и до сих пор являются одним из расчетно-экспериментальных направлений.

Идея импульсного быстрого реактора (ИБР – Игоря Бондаренко реактор) была воплощена в жизнь в Дубне и ее разработчики были удостоены золотой медали ВДНХ

и Государственной премии. ИБР и до сегодняшнего дня работает на благо физических исследований.

Игорь Ильич был идеологом космической тематики в Физико-энергетическом институте. Совместно с другими НИИ и КБ были проведены исследования ядерного реактивного двигателя. В частности, в ФЭИ был создан коллектив по экспериментальному исследованию ионного двигателя. Игорь Ильич выдвинул предложение об использовании на борту искусственного спутника Земли ядерно-энергетической установки. Это предложение поддержал С.П. Королев. Был разработан небольшой ядерный реактор на быстрых нейтронах с термоэлектрическим преобразованием энергии на полупроводниках. Проект с таким реактором «БУК» был реализован – в Космос запущено 32 спутника с ЯЭУ БУК на борту.

Игорь Ильич организовал работу по созданию реактора с термоэмиссионным преобразованием энергии. В самом начале 60-х годов испытывались разные варианты термоэмиссионных преобразователей. В конечном итоге был реализован реактор – термоэмиссионный источник энергии для спутников «ТОПАЗ».

Влияние И.И. Бондаренко на научную атмосферу громадное. Он всегда был доступен, он всегда загорался при обсуждении новых идей, в его кабинете обсуждались самые разнообразные проблемы, многие из которых нашли продолжение в жизни Физико-энергетического института.

Перечислим некоторые: распространение резонансной теории на область неразрешенных резонансов, идея подводного саморегулируемого реактора с прямым преобразованием, необходимость учета спин-орбитального взаимодействия при рассмотрении переноса нейтронов в магнитном поле, идея создания на реакторе ИБР спектрометра медленных нейтронов для изучения физики конденсированных сред, изучение распада ориентированных нейтронов, идея исследования нейtron-нейtronного взаимодействия в космосе с использованием ядерного взрыва...

(Использованы статьи В.В. Орлова, Б.Д. Кузьмина, Д. Габрианович).

*Редколлегия журнала*

## ABSTRACTS OF THE PAPERS

---

### УДК 621.039.58

*Development and Application of Methods for Property Change Discovery and Time Series Forecasting in NPP Diagnostics Problems* | A.O. Skomorokhov, P.A. Belousov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2006. – 9 pages, 7 illustrations. – References – 25 titles.

Property change discovery and time series forecasting are basic problems of technical diagnostics. The paper consists of a brief review of methods for data stream processing. These methods are used for developing of Data Stream Management Systems in the world. Authors suggested to use DSMS for solving different problems of technical diagnostics.

### УДК 621.039.58

*Fuzzy Probability Models for Estimating Reliability Indicators for NPP Equipment* | Y.V. Volkov, D.S. Samokhin; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2006. – 12 pages, 6 illustrations, 7 tables. – References – 11 titles.

Developed model allows to take into account “fuzzy” information on failures of pieces of equipment during the estimating of reliability indicators and carrying out the probabilistic analysis of safety of nuclear technology objects. Estimation rests upon initial information, significant part of which is due to be analysed by experts. Processing of the results of expert survey gives the best characteristics of the reliability and contains estimation of co-ordination of experts’ opinions and exposure of the reasons of heterogeneity.

### УДК 621.039.58: 519.8

*The Method of the Displaced Ideal Utilization for Solution of the Some Applied Problems Concerned with Designing and Safety Substantiation of the NPP* | V.S. Okunev; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2006. – 10 pages, 3 illustrations, 1 table. – References – 9 titles.

Some applied problems concerned with optimal designing and safety substantiation of the NPP, stated as multicriteria optimization problems, are considered. One of them is the problem of selection of the preferable composition of core. The other one is the problem of ranking of the parameters of BREST-2400 in order of influence on the safety functionals.

### УДК 621.039.516

*On the Problem of Neutron Multiplying in the Deep Sub-Criticality Media* | V.A. Grabezhnoj, V.A. Doulin, V.V. Doulin, G.M. Mihailov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering*). – Obninsk, 2006. – 9 pages, 1 illustration, 3 tables. – References – 9 titles.

Method of determination of neutron multiplication in deep sub-critical multiplying medium was developed. It is based on a modification of Rossi-alpha method. The method consists in measurement of integral over time (area method) of correlated part of distribution and integral in area independent of time of as part of distribution (area of constant background), instead of the measurement of the constants of recession of neutron density  $a$ . It allows to carry out the calculated analysis, with the help of time integral equation for a neutron flux without representation of point kinetic model. During the calculation of space – correlation factor the solution of conjugate (relative to the count rate of detector) inhomogeneous equation is used. Its calculation is realized taking into account fission both in multiplying medium and in a source of spontaneous neutrons. To obtain multiplication of neutrons (and effective multiplication factor) in the medium the knowledge of effective lagging neutrons is not required. Measurements with plutonium – steel and uranium – steel blocks and blocks made of uranium dioxide of various enrichments have been carried out. Measured values of neutron multiplication in a range 0.15 – 0.45 are well adjusted with results of calculations.

**УДК 621.039.53**

*Calculated Analysis of WWER Type Fuel Cladding | A.V. Korzunin, S.A. Subbotin; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2006. – 5 pages, 2 illustrations, 3 tables. – References – 4 titles.*

Change of specific radioactivity of WWER reactor type fuel cladding was estimated. Analysis of the contribution of nuclides was performed. This analysis includes consideration them as activation products of the nuclides of the initial chemical elements. Substantiation of re-use of this cladding(alloy) as MOX-fuel cladding was proposed.

**УДК 539.125.523.348**

*Modeling of the Multiparticle Preequilibrium Nucleon Emission | J.M. Martirosyan ; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2006. – 6 pages, 3 illustrations. – References – 4 titles.*

New exciton model of preequilibrium decay (MCP), that allows to compute the spectra of multiparticle emission during the establishment of statistical equilibrium, is proposed. Testing of the offered model in comparison with results of calculations on the basis of classical exciton model for the one preequilibrium nucleons – neutron and/or proton is executed. Reliability of multiparticle preequilibrium emission spectra is qualitatively estimated.

**УДК 539.125**

*Calculation of Multiparticle Preequilibrium Emission Spectra | J.M. Martirosyan; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2006. – 6 pages, 4 illustrations. – References – 17 titles.*

Systematic comparison of the results of calculations on the basis of exciton model of multiparticle preequilibrium decay with the experimental spectra of nucleons from ( $p, xn$ ), ( $p, xp$ ), ( $n, xn$ ) and ( $n, xp$ ) reactions in a wide projectile energy region from 10 up to 60 MeV for targets from  $^{27}\text{Al}$  up to  $^{209}\text{Bi}$  was carried out.

**УДК 621.039.52**

*Comparison of Ball-Poured Core with Pin-Holder Core of the Sodium-Cooled Fast Reactor | G.B. Usynin, A.A. Kravchenko; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2006. – 9 pages, 3 illustrations, 2 tables. – References – 7 titles.*

The ball-poured located in a tank and supported by hydrodynamic force of the coolant at a level of the top abutment lattice is considered. Simplicity of the design and small size of the fuel element allow to reprocess it immediately after extraction from the core at the nuclear plant size. Layer thickness, fuel composition and the design of the fuel element are defined by the following factors: maintenance of the criticality, required level of power, necessity of breeding. The ball-poured core with traditional pin-holder core are compared.

**УДК 621.039.56**

*The System of Monitoring of the Under-Critical Condition of the Industrial Uranium-Graphite Reactor: the Results of Tests | V.V. Shidlovskiy, P.M. Gavrilov, A.A. Thiganov, A.G. Kohomskij, V.B. Chukanov, M.V. Antonenko, I.V. Shamanin, V.N. Nesterov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2006. – 7 pages, 7 illustrations. – References – 2 titles.*

The description of the system of monitoring of the under-critical condition of the Industrial Uranium-Graphite Reactor (PUGR) and modes of its operation are listed. The technique of check of pulse channels and definitions of their operational factors are stated. The fast power factor of reactivity was estimated. As a result of carrying out the experiments on dump of rods in under-critical condition of reactor parameters of translation of a reactor into under-critical condition have been estimated. The plan of carrying out the minimization of influence of spatial effects and increase of accuracy of definition of parameters of this fast process were offered and realized.

**УДК 621.039.54**

*Calculation of the Decay Power in Used Fuel and Radioactive Waste Products | O.B. Duginov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obrinsk, 2006. – 7 pages, 2 illustrations. – References – 7 titles.*

The method of direct calculation of the decay power in used fuel and radioactive waste products based on present isotopic composition is considered in this paper.

**УДК 621.039.534**

*Heat Emission From Lead Heat-Transfer to Longitudinal Circulated Pipe | A.V. Beznosov, A.A. Molodtsov, A.V. Semyonov, A.V. Nazarov, S.U. Savinov, O.O. Kudrin, V.I. Rachkov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obrinsk, 2006. – 8 pages, 6 illustrations. – References – 1 title.*

The results of experimental research of the local characteristics of the heat emission from the lead heat-transfer to longitudinal circulated cooled pipe placed in annular gap are presented. Experimental investigations were conducted under conditions of change and control of oxygen admixture concentration in the range of conditions typical for heavy liquid metal coolant power circuits. The research target is valid design formulas for engineering calculation of the heat-exchange surfaces. The investigations were carried out under following conditions: lead temperature 400-500°C, coolant average speed 0.1-1.5 m/s, Pr number meaning 0.0123-0.021, Pe number meaning 500-700. The heat flow changes were in range 35-80KWT/m<sup>2</sup>. The controlled oxygen admixture concentration was changed in range 10<sup>-5</sup>-10<sup>-4</sup> to 10<sup>0</sup> thermodynamic oxygen activity and above the oxygen admixture saturation caused plumbic ochre deposition on heat-exchange surface.

**УДК 621.039.51**

*Some Results of Experimental Investigations of Boiling Crisis at the Low and Negative Coolant Discharge | S.M. Dmitriev, A.A. Kokurin, D.G. Kresov, A.V. Kuprijanov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obrinsk, 2006. – 6 pages, 4 illustrations. – References – 8 titles.*

The preliminary analysis of results received at experimental investigations of boiling crisis under conditions of the direct and reverse water discharge through simplified model of heat-generating assembly is submitted.

**УДК 61: 544.582**

*Radiouclide Impurities in Albumin <sup>166</sup>Ho-Microspheres Irradiated by Thermal Neutrons | V.M. Petrev, M.Yu. Orlov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obrinsk, 2006. – 8 pages, 3 illustrations, 5 tables. – References – 18 titles.*

State Institution Medical Radiological Research Center RAMS, Obrinsk, Russia

The possibility is demonstrated to obtain albumin micro-spheres labeled with <sup>166</sup>Ho. These micro-spheres are the potential preparation for intra-tissue radionuclide therapy of malformations. The labeled micro-spheres are obtained from the micro-spheres containing stable <sup>165</sup>Ho. The activities are estimated of other radionuclides which can be formed during thermal neutron irradiation of micro-spheres. The activity of <sup>166</sup>Ho is growing with the increase of stable <sup>165</sup>Ho concentration in the micro-spheres and with the irradiation time increase.

It was demonstrated that the activities all other radioactive impurities formed are negligible in comparison with <sup>166</sup>Ho activity. The calculations were performed for <sup>16</sup>N, <sup>19</sup>O, <sup>20</sup>F, <sup>37</sup>S, <sup>38</sup>Cl, <sup>162</sup>Tb, <sup>33</sup>P, <sup>35</sup>S, <sup>3</sup>H, <sup>166m</sup>Ho. The radiochemical admixtures which generated by the neutron activation of lanthanides containing in the used Ho are insignificant also.

The irradiation time was estimated which is necessary for the activity equal to 80% from the saturation activity. This time is equal to 3 – 4 days for neutron flux density equal to 5.10<sup>13</sup> 1/cm<sup>2</sup>.s.

The low values of impurity activity is connected with the low activation cross sections and low abundance of these nuclides.

## НАШИ АВТОРЫ

**Антоненко М.В.** – начальник технологической лаборатории реакторного завода ФГУП «Сибирский химический комбинат», г. Северск. Область научных интересов: физика и техника ядерных реакторов.

**Безносов А.В.** – д.т.н., профессор кафедры «Атомные, тепловые станции и медицинская инженерия» Нижегородского государственного технического университета (НГТУ).

**Белоусов П.А.** – ст.преп. каф. «Автоматика, контроль и диагностика» ОИАТЭ.

**Гаврилов П.М.** – д.т.н., главный инженер ФГУП «Сибирский химический комбинат», г. Северск. Область научных интересов: теплофизика и теплотехника применительно к ядерным энергетическим установкам.

**Дмитриев С.М.** – д.т.н., профессор НГТУ.

**Кокурин А.А.** – инженер-испытатель ФГУП «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И.Африканова» (ОКБМ).

**Корзунин А.В.** – аспирант кафедры общей и специальной физики ИАТЭ.

**Кохомский А.Г.** – директор реакторного завода ФГУП «Сибирский химический комбинат», г. Северск. Область научных интересов: физика и техника ядерных реакторов.

**Кравченко А.А.** – магистрант кафедры «Ядерные реакторы и энергетические установки» 2 года обучения.

**Кресов Д.Г.** – инженер-конструктор 1 категории ФГУП ОКБМ.

**Кудрин О.О.** – магистрант 1-го года обучения НГТУ.

**Куприянов А.В.** – к.т.н., заместитель начальника лаборатории ФГУП ОКБМ.

**Мартиросян Ю.М.** – ассистент кафедры ядерной физики ИАТЭ.

**Молодцов А.А.** – аспирант кафедры «Атомные, тепловые станции и медицинская инженерия» НГТУ.

**Назаров А.В.** – аспирант кафедры «Атомные, тепловые станции и медицинская инженерия» НГТУ.

**Нестеров В.Н.** – ассистент кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета Томского политехнического университета. Область научных интересов: экспериментальное и теоретическое исследование ядерно-физическими и физико-механическими свойствами реакторного графита.

**Окунев В.С.** – к.т.н., доцент кафедры «Ядерные

реакторы и установки» Московского государственного технического университета им. Н.Э. Баумана.

**Орлов М.Ю.** – к.ф.-м.н., ведущий научный сотрудник ГУ – Медицинский радиологический научный центр Российской АМН.

**Петриев В.М.** – к.б.н., ведущий научный сотрудник ГУ – Медицинский радиологический научный центр Российской АМН.

**Савинов С.Ю.** – магистрант 1-го года обучения НГТУ.

**Семенов А.В.** – к.т.н., ассистент кафедры «Атомные, тепловые станции и медицинская инженерия» НГТУ.

**Скоморохов А.О.** – к.т.н., доцент кафедры «Автоматика, контроль и диагностика» ОИАТЭ.

**Субботин С.А.** – к.т.н., зав. лабораторией анализа перспективных реакторных концепций РНЦ «Курчатовский институт». Область научных интересов – инновационные подходы в создании системы ядерной энергетики, моделирование системы ЯЭ, разработка методологии ИНПРО, вопросы эффективности, приемлемости и безопасности ЯЭ, расчеты нейтронной эффективности нуклидных композиций и потоков нуклидов в системе ЯЭ. Автор и соавтор отчетов, докладов, статей, общим числом не менее 100.

**Усынин Г.Б.** – д.т.н., профессор, зав. кафедрой «Ядерные реакторы и энергетические установки» Нижегородского государственного технического университета.

**Цыганов А.А.** – зам. главного инженера ФГУП «Сибирский химический комбинат», г. Северск, область научных интересов: физика и техника ядерных реакторов.

**Чуканов В.Б.** – зам. главного инженера реакторного завода ФГУП «Сибирский химический комбинат», г. Северск. Область научных интересов: физика и техника ядерных реакторов.

**Шаманин И.В.** – д.ф.-м.н., профессор кафедры «Физико-энергетические установки» физико-технического факультета Томского политехнического университета. Область научных интересов: оптимизация физических характеристик ядерного реактора, ядерное материаловедение, перспективные ядерные топливные циклы.

**Шидловский В.В.** – к.т.н., генеральный директор ФГУП «Сибирский химический комбинат», г. Северск. Область научных интересов: ядерная физика и ядерные технологии.

## OUR AUTHORS

**Antonenko M.V.** – chief of the technological laboratory of the Reactors Plant of the Siberian Chemical Combine. Scientific interests: physics and technics of nuclear reactors.

**Belousov P.A.** – senior lecturer of the automatic, control and diagnostic department of the OINPE.

**Beznosov A.V.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the Nizhny Novgorod State Technical University (NNSTU).

**Chukanov V.B.** – deputy of chief-engineer of the Reactors Plant of the Siberian Chemical Combine. Scientific interests: physics and technics of nuclear reactors.

**Dmitriev S.M.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the NNSTU.

**Gavrilov P.M.** – Dr. Sci. (Engineering), chief-engineer of the Siberian Chemical Combine. Scientific interests: thermal physics and thermo-technics for the nuclear energy installations.

**Kohomskij A.G.** – Director of the Reactors Plant of the Siberian Chemical Combine. Scientific interests: physics and technics of nuclear reactors.

**Kokurin A.A.** – testing engineer of the Federal Scientific and Industrial Center of Nuclear Machine Building (FSUE OKBM) named after I.I. Afrikantov.

**Korzunin A.V.** – post-graduate student of the general and special physics department of the OINPE.

**Kravchenko A.A.** – master of the «Nuclear reactor and power installation» department in the Nizhniy Novgorod state technical university in the 2<sup>nd</sup> year of the studying.

**Kresov D.G.** – design engineer of the Federal Scientific and Industrial Center of Nuclear Machine Building (FSUE OKBM) named after I.I. Afrikantov.

**Kudrin O.O.** – student of the NNSTU.

**Kupriyanov A.V.** – Cand. Sci. (Engineering), deputy chief of the laboratory of the Federal Scientific and Industrial Center of Nuclear Machine Building (FSUE OKBM) named after I.I. Afrikantov.

**Martirosyan Yu.M.** – assistant of the nuclear physics department of the OINPE.

**Molodtsov A.A.** – post-graduate student of the NNSTU.

**Nazarov A.V.** – post-graduate student of the NNSTU.

**Nesterov V.N.** – assistant of the Physical-power installations chair of the Physical-Technical De-

partment of the Tomsk Polytechnic University. Scientific interests: experimental and theoretical study of the nuclear-physical and physical-mechanical properties of the reactor's graphite.

**Okunev V.S.** – Cand. Sci. (Engineering), associate professor Department of Nuclear Reactors and Plants of the Bauman Moscow State Technical University.

**Orlov M.Yu.** – Cand. Sci. (Phys.-Math.), leading researcher of the Medical Radiological Research Center of the Russian Medical Sciences.

**Petrev V.M.** – Cand. Sci. (Biology), leading researcher of the Medical Radiological Research Center of the Russian Medical Sciences.

**Rachkov V.I.** – Dr. Sci. (Engineering) Doctor of Technology, Professor, director of department of the Rosatom

**Savinov S.U.** – student of the NNSTU.

**Semyonov A.V.** – Cand. Sci. (Engineering), junior member of research staff of the NNSTU.

**Shamanin I.V.** – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor of the Physical-power installations chair of the Physical-Technical Department of the Tomsk Polytechnic University. Scientific interests: optimization of the physical characteristics of the nuclear reactors, nuclear material investigations, the perspective nuclear fuel cycles.

**Shidlovskiy V.V.** – Cand. Sci. (Engineering), General Director of the Siberian Chemical Combine. Scientific interests: nuclear physics and nuclear technologies.

**Skomorokhov A.O.** – Cand. Sci. (Engineering), associate professor of the automatic, control and diagnostic department of the OINPE.

**Subbotin S.A.** – Cand. Sci. (Engineering), head of laboratory of prospective reactor conceptions of the RSC «Kurchatovsky Institute». Science interests – innovative methods of nuclear power system (NPS) creation, simulation of NPS, INPRO methodology developing, efficiency, acceptability and safety issues, neutron efficiency of nuclide compositions and nuclides streams in NPS computations. Author and co-author of more than 100 reports and papers.

**Thiganov A.A.** – deputy of chief-engineer of the Siberian Chemical Combine. Scientific interests: physics and technics of nuclear reactors.

**Usynin G.B.** – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the «Nuclear reactor and power installation» department in the Nizhniy Novgorod state technical university.