

**Министерство образования и науки Российской Федерации
Обнинский институт атомной энергетики
Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ»
Ядерное общество России**

ИЗВЕСТИЯ ВУЗОВ ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

Издаётся с 1993 г.

N1 2012 г.

СОДЕРЖАНИЕ

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

A.И. Брежнев, Е.Г. Виноградов, В.А. Линник, М.К. Овчаренко, А.П. Пышко, Ю.С. Юрьев, В.И. Ярыгин Косвенный способ определения коэффициента полезного действия термоэмиссионного	5
реактора-преобразователя космического назначения	

A.В. Гулевич, О.Ф. Кухарчук, А.И. Брежнев О работе подkritического реактора ускорительно-управляемой системы в режиме	14
модуляции реактивности	

И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков Анализ использования ячеек реактора БОР-60 для проведения экспериментальных	21
исследований	

E.М. Яценко, А.Н. Чебесков, В.С. Каграманян, А.Г. Калашников Методика эквивалентирования plutonия различного изотопного состава применительно	31
к системным исследованиям в атомной энергетике	

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

P.Р. Алыев, С.Т. Лескин Программный комплекс анализа состояния СВРК и представления информации о состоянии	42
активной зоны реактора ВВЭР-1000 – «КАРУНД»	

О.М. Гулина, Н.Л. Сальников, В.П. Политюков Управление ресурсом оборудования АЭС в условиях старения методами системного	51
анализа данных	

О.М. Гулина, О.О. Фролова Прогнозирование ресурса оборудования АЭС в условиях эрозионно-коррозионного	57
износа на основе эмпирической модели	

Н.Л. Сальников Критерий эффективности структур измерительных систем повышенной надежности	66

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

И.В. Ягодкин, А.М. Посаженников, А.Г. Гришин, В.П. Мельников Применение метода электрофизического воздействия на дисперсную среду в устройствах	71
высокоэффективной фильтрации газовых сред от аэрозолей различного происхождения	

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

<i>А.В. Безносов, М.А. Антоненков, Т.А. Бокова, М.В. Ярмонов, К.А. Махов, А.А. Молодцов</i>	
Экспериментальное исследование гидродинамики течения свинцового теплоносителя и воды через экспериментальный участок «дроссель-кольцевой зазор»	80
<i>А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, О.В. Ишунина, Ю.В. Набойщиков, В.А. Неверов</i>	
Расчетно-экспериментальные исследования радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60	91
<i>С.М. Дмитриев, В.Е. Лукьянов, О.Б. Самойлов</i>	
Обоснование корреляции для расчета критического теплового потока в тепловыделяющих сборках альтернативной конструкции с перемешивающими решетками-интенсификаторами для ВВЭР-1000	99
<i>Н.И. Логинов, А.С. Михеев, А.А. Мухлынин</i>	
Метод измерения расхода натрия в тепловой трубе на основе электромагнитного датчика	109
<i>П.В. Марков</i>	
Интенсификация перемешивания в ТВС водоохлаждаемых реакторов сотовыми перемешивающими решетками	117

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

<i>А.А. Андрианов</i>	
Интегрированные подходы к оценке рисков несанкционированного распространения	126
<i>А.И. Дьяченко, Н.А. Балагуров, В.В. Артисюк</i>	
Использование регенерированного урана из топлива с глубоким выгоранием	135
<i>М.И. Стасевич, Е.В. Скачков, В.В. Кадилин</i>	
Измерение массы плутония в твэле реактора БН-800	144

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

<i>И.И. Коновалов, К.В. Митюрев, В.В. Попов, С.М. Ганина</i>	
Оценка остаточного ресурса оболочек тепловыделяющих элементов реактора БН-600 из austenитной стали ЧС-68	149
<i>А.В. Корзунин</i>	
Расчетная оценка и анализ активации оболочек твэлов легководных реакторов	159

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

<i>В.В. Ткаченко, С.П. Саакян</i>	
Подготовка кадров на факультете повышения квалификации и профессиональной переподготовки ИАТЭ НИЯУ МИФИ	164

CONTENTS

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

<i>A.I. Brezhnev, E.G. Vinogradov, V.A. Limnik, M.K. Ovcharenko, A.P. Pyshko, Yu. S. Yuryev, V.I. Yarygin</i>	
Indirect Method of Determining the Efficiency of a Thermionic Reactor for Space	5
<i>A.V. Gulevich, O.F. Kukharchuk, A.I. Brezhnev</i>	
On ADS Subcritical Reactor Operation in the Reactivity Modulation Mode	14
<i>I.Yu. Zhemkov, Yu.V. Naboyshchikov</i>	
Analysis of the BOR-60 Cells Utilization to Carry out Experiments	21
<i>E.M. Yatsenko, A.N. Chebeskov, V.S. Kagramanyan, A.G. Kalashnikov</i>	
Methodology of Conversion of Plutonium of Various Isotopic Compositions to the Equivalent Plutonium as Applied to System Studies in Nuclear Power	31

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

<i>R.R. Alyev, S.T. Leskin</i>	
Software Analysis of In-Core Monitoring System and Reporting on the State of the Reactor Core of VVER-1000 – KARUND	42
<i>O.M. Gulina, N.L. Salnikov, V.P. Politukov</i>	
Lifetime NPP Equipment Management Under Ageing by System Analysis Procedures	51
<i>O.M. Gulina, O.O. Frolova</i>	
Prediction of NPP Equipment Lifetime under Flow-Accelerated Corrosion by Using of Empirical Model	57
<i>N.L. Salnikov</i>	
Efficiency Criteria for High Reliability Measured System Structures	66

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

<i>I.V. Yagodkin, A.M. Posagennikov, A.G Grishin, V.P. Melnikov</i>	
Application of the Method of Electrophysical Impact on the Disperse Medium in High-Performance Filtering Gases Devices from Aerosols of Various Origin	71

THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

<i>A.V. Beznosov, M.A. Antonenkov, T.A. Bokova, M.V. Yarmonov, K.A. Makhov, A.A. Molodtsov</i>	
Experimental Study of Flow Hydrodynamics Lead Coolant and Water through the Experimental Section «Throttle Clearance-Ring»	80
<i>A.V. Varivtsev, I.Yu. Zhemkov, O.V. Ishunina, Yu.V. Naboyshchikov, V.A. Neverov</i>	
Calculations and Experimental Investigation of Irradiation Heat Rate in BOR-60 Reactor	91
<i>S.M. Dmitriev, V.E. Lukyanov, O.B. Samoylov</i>	
The Substantiation of the Correlation for Critical Heat Flux Calculation for Alternative Design Fuel Assemblies with Mixing Spacer Grids in VVER-1000	99
<i>N.I. Loginov, A.S. Mikheev, A.A. Mukhlinin</i>	
The Method Based on Electromagnetic Sensor for Measuring of Sodium Flow Rate in a Heat Pipe	109
<i>P.V. Markov</i>	
The Intensification of Mass Transfer in LWR Rods Bundles by Cellular Mixing Grids	117

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

<i>A.A. Andrianov</i>	
Integrated Approach to Proliferation Risk Assessment Based on Multiple Objective Analysis Framework	126

<i>A.I. Dyachenko, N.A. Balagurov, V.V. Artisyuk</i>	
On the Issues of Uranium Reprocessed from High Burnup Fuels	135
<i>M.I. Stasevich, E.V. Skachkov, V.V. Kadilin</i>	
Control Uniform Distribution of Plutonium by Fuel Pin Length BN-800	144

MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

<i>K.V. Miturev, I.I. Konovalov, V.V. Popov, S.M. Ganina</i>	
Residual Resource Estimation of the Fuel Pins Cover of Austenitic Stainless Steel ChS-68 of the Reactor BN-600	149

<i>A.V. Korzunin</i>	
Computational Analysis and Estimation of LWR Cladding Radioactivity	159

PERSONNEL TRAINING

<i>V.V. Tkachenko, S.P. Saakyan</i>	
Training for Faculty Training and Retraining INPE NRNU MEPhI	164

КОСВЕННЫЙ СПОСОБ ОПРЕДЕЛЕНИЯ КОЭФФИЦИЕНТА ПОЛЕЗНОГО ДЕЙСТВИЯ ТЕРМОЭМИССИОННОГО РЕАКТОРА-ПРЕОБРАЗОВАТЕЛЯ КОСМИЧЕСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ

А.И. Брежнев, Е.Г. Виноградов, В.А. Линник, М.К. Овчаренко,

А.П. Пышко, Ю.С. Юрьев, В.И. Ярыгин

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



Описан способ определения коэффициента полезного действия термоэмиссионного реактора-преобразователя по трем вольт-амперным характеристикам (одной изотермической и двум изомощностным) и отношению показаний датчика нейтронного потока, соответствующего изомощностной вольт-амперной характеристике. Предложен алгоритм измерения вольт-амперных характеристик. Получены формулы для определения коэффициента полезного действия, тепловой мощности реактора-преобразователя, работы выхода электронов эмиттера.

Ключевые слова: термоэмиссионный реактор-преобразователь, тепловая мощность, КПД, детекторы нейтронного потока, вольт-амперная характеристика.

Key words: thermionic reactor, thermal power, efficiency, neutron flux detectors, current-voltage characteristic (JVC).

ВВЕДЕНИЕ

Определение коэффициента полезного действия реактора-преобразователя тепловой энергии в электрическую представляет собой очень важную задачу при исследовательских испытаниях и эксплуатации ядерной энергетической установки. Она может быть решена прямыми тепловыми измерениями тепловой мощности реактора с привлечением калориметрических измерений, методом расчетов нейтронного потока и других излучений, но эти прямые методы трудоемки и дорогостоящие. Применяемые на практике прямые методы могут дать оценку тепловой мощности реактора лишь с точностью около 15%. Предлагаемый метод прост и имеет точность порядка 3%.

Рассматриваемый некалориметрический метод был изобретен в 60-х гг. прошлого века [1, 2]. В статье приводится его обоснование и указано на применение его аналогов в практике петлевых испытаний термоэмиссионных электрогенерирующих каналов.

ИССЛЕДОВАНИЕ СВЯЗИ МЕЖДУ ИЗОТЕРМИЧЕСКОЙ И ИЗОМОЩНОСТНОЙ ВОЛЬТ-АМПЕРНЫМИ ХАРАКТЕРИСТИКАМИ

В первых теоретических и экспериментальных работах по физике низкотемпературной плазмы термоэмиссионного преобразователя (ТЭП) в качестве основного параметра принималось граничное условие – температура эмиттера есть величина постоянная ($T = \text{const}$, изотермические вольт-амперные характеристики (ВАХ), рис. 1).

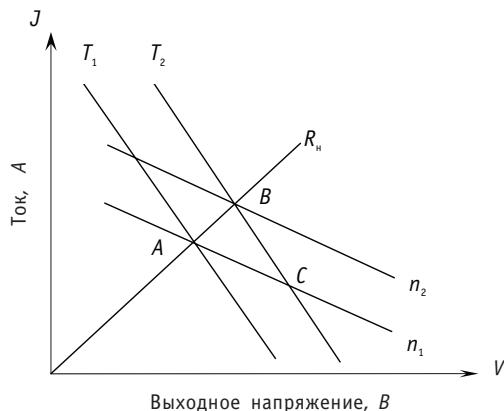


Рис. 1. Вольт-амперные характеристики термоэмиссионного реактора-преобразователя, используемые в определении коэффициента полезного действия: n_1 , n_2 – изомощностные характеристики; R_n – характеристика при постоянном электрическом сопротивлении внешней нагрузки в точках A и B пересечения соответствующих изомощностных вольт-амперных характеристик; T_1 , T_2 – изотермические характеристики; C – точка пересечения вольт-амперных характеристик (изотермической с температурой эмиттера T_2 и изомощностной с мощностью реактора, соответствующей показанию n_1 датчика нейтронного потока)

Изотермические вольт-амперные характеристики фиксируются путем «быстро-го» переключения полезной нагрузки от точки «короткого замыкания» (минимальная нагрузка) до точки «холостого хода» (электродвижущая сила) [1, 2] и обратно.

Работа ТЭП полностью определяется заданием следующих параметров: T , T_C – температура электродов ТЭП, эмиттера и коллектора соответственно; P_{Cs} – давление паров цезия; d – межэлектродный зазор (МЭЗ); Φ , Φ_C – работа выхода электронов с эмиттера и коллектора соответственно.

Далее для простоты рассмотрения будем полагать, что все параметры кроме температуры эмиттера фиксированы. При этих допущениях зависимость электрического тока от выходного напряжения имеет следующий вид, присущий изотермической ВАХ [3]:

$$J = F(V, T), \quad (1)$$

где J – полный электрический ток; F – функция двух аргументов: выходного напряжения V и температуры эмиттера T .

Следует обратить внимание, что электрический ток J в (1) явно не зависит от тепловой мощности Q термоэмиссионного реактора-преобразователя (ТРП).

Для того чтобы получить зависимость тока J от напряжения V при постоянной подводимой тепловой мощности Q , строились так называемые изомощностные ВАХ с использованием уравнения теплового баланса энергии для эмиттера ТРП

$$Q = Q_T + \Phi \cdot J \quad (2)$$

(Q_T – составляющая теплосъема с эмиттера за счет излучения и теплопроводности; произведение $\Phi \cdot J$ – теплосъем с эмиттера за счет электронного переноса; Φ – эффективная работа выхода эмиттера) и изотермических ВАХ (1).

Однако уже в первых работах по анализу характеристик ТРП было показано, что в этом случае одним из основных параметров, определяющих его эффективность, является тепловая мощность Q . Поэтому обычно в проектах по ТРП получали сначала изомощностные ВАХ, а с помощью изотермических ВАХ обычно рассчитывали и усредняли при этом температуру эмиттеров [1].

Таким образом, в теоретических и экспериментальных работах при исследовании характеристик лабораторных ТЭП в качестве основного параметра принимается температура эмиттера T , а в проектных и петлевых реакторных исследованиях – тепловая мощность Q .

Далее устанавливается связь между этими интегральными ВАХ.

Сначала установим связь между тангенсами углов наклона изотермической ($T = \text{const}$) и изомощностной ($Q = \text{const}$) вольт-амперными характеристиками. Для этого используем выражение теплового баланса энергии (2) для эмиттера ТРП и уравнение (1) для изотермической ВАХ.

Продифференцировав равенства (1) и (2), получим

$$dJ = \frac{\partial F}{\partial V} \cdot dV + \frac{\partial F}{\partial T} \cdot dT, \quad (3)$$

$$dQ = \frac{\partial Q_T}{\partial T} \cdot dT + \varphi \cdot dJ. \quad (4)$$

На изотермической ВАХ дифференциал температуры эмиттера равен нулю, т.е. $dT = 0$, и из равенства (3) имеем соотношение

$$\left(\frac{dJ}{dV} \right)_{T=\text{const}} = \frac{\partial F}{\partial V}, \quad (5)$$

которое определяет наклон изотермической ВАХ.

На изомощностной ВАХ дифференциал тепловой мощности реактора равен нулю, т.е. $dQ = 0$, и из уравнения (4) получаем связь

$$dT = -\varphi \cdot \frac{dJ}{\frac{\partial Q_T}{\partial T}} \quad (6)$$

между дифференциалами температуры эмиттера и электрического тока ТРП.

Подставляя выражение (6) в равенство (3), после группировки членов получаем выражение

$$\begin{aligned} \left(\frac{dJ}{dV} \right)_{Q=\text{const}} &= \frac{\frac{\partial F}{\partial V}}{\frac{\partial F}{\partial T}} \\ &\quad \cdot \frac{1 + \varphi \cdot \frac{\partial Q_T}{\partial T}}{\frac{\partial Q_T}{\partial T}} \end{aligned} \quad (7)$$

которое характеризует тангенс угла наклона изомощностной ВАХ.

Используя соотношения (1) и (5), из (7) получим равенство

$$\begin{aligned} \left(\frac{dJ}{dV} \right)_{Q=\text{const}} &= \frac{\left(\frac{dJ}{dV} \right)_{T=\text{const}}}{\frac{\partial J}{\partial T}} \\ &\quad \cdot \frac{1 + \varphi \cdot \frac{\partial Q_T}{\partial T}}{\frac{\partial Q_T}{\partial T}} \end{aligned} \quad (8)$$

которое дает связь между тангенсами углов наклона изомощностной и изотермической вольт-амперных характеристик в точке их пересечения.

При малой теплопроводности МЭЗ ($\frac{\partial Q_T}{\partial T} \rightarrow 0$) получаем $\left(\frac{dJ}{dV} \right)_q \rightarrow 0$, т.е. изомощностная ВАХ горизонтальна.

При большей теплопроводности МЭЗ ($\frac{\partial Q_T}{\partial T} \rightarrow \infty$) получаем равенство

$$\left(\frac{dJ}{dV} \right)_q = \left(\frac{dJ}{dV} \right)_r, \text{ т.е. изомощностная ВАХ совпадает с изотермической.}$$

При промежуточном значении теплопроводности МЭЗ изомощностная ВАХ располагается между изотермической ВАХ и горизонталью.

Таким образом, установлено, что в системе координат $V-J$ (напряжение – электрический ток ТРП) изомощностная ВАХ не выше изотермической, а формулы (5) и (7) определяют тангенсы углов наклона изотермической и изомощностной вольт-амперных характеристик в точке их пересечения.

Тангенс угла наклона изотермической ВАХ определяется частной производной по напряжению функциональной зависимости F от температуры эмиттера и напряжения ТРП (1), а тангенс угла наклона изомощностной ВАХ определяется через тангенс угла наклона изотермической ВАХ, эффективную работу выхода эмиттера ϕ и отношение частных производных по температуре T функций F и Q_T .

Можно также отметить, что тангенс угла наклона изомощностной ВАХ определяется через тангенс угла наклона изотермической и отношение частных производных по температуре слагаемых теплового баланса (2), т.к. $\phi J = \phi F$.

Из формулы (8) следует, что зная углы наклона изотермических и изомощностных характеристик ВАХ и используя зависимости F и Q_T от температуры эмиттера, можно определить эффективную работу выхода эмиттера ϕ ТРП.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТА ПОЛЕЗНОГО ДЕЙСТВИЯ ТЕРМОЭМИССИОННОГО РЕАКТОРА-ПРЕОБРАЗОВАТЕЛЯ

Ранее в [2] было установлено, что набор изотермических и изомощностных ВАХ содержит дополнительную информацию, которую при некоторых допущениях можно использовать для определения коэффициента полезного действия ТРП. Общепринято, что для определения коэффициента полезного действия (КПД) нужно знать полезную электрическую мощность, которая равна произведению тока и выходного напряжения ТРП, и затраченную тепловую мощность Q , тогда КПД равен отношению полезной электрической мощности к затраченной тепловой мощности.

Полезная электрическая мощность рассчитывается по току и напряжению, для определения которых используются цифровые приборы (вольтметр и амперметр).

Тепловая мощность обычно определяется или по градуированным заранее характеристикам датчиков нейтронного потока (например, типа КНТ, КВТ или ДПЗ) около ТРП, или по тепловому балансу контура охлаждения ТРП; в последнем случае необходимо дополнительно определить подогрев теплоносителя в активной зоне и его расход.

При прямом методе определения тепловой мощности, связанном с градуированием характеристик датчиков нейтронного потока, требуются знания геометрии расчетной области реактора, ядерных концентраций материалов, умение пользоваться программами, например, кодом MCNP, для решения задачи в трехмерной геометрии. Подготовка таких данных отнимает много времени и сил высококва-

лифицированных специалистов, при этом точность определения тепловой мощности не очень высокая ($\pm 15\%$).

Однако в условиях ТРП эти два способа могут отказать или дать большую погрешность определения КПД, поэтому в качестве дополнительного способа определения КПД целесообразно использовать предлагаемый нами косвенный метод.

Его идея состоит в том, что если по данным измерений мы имеем показания нейтронного потока n_1 и n_2 , которые соответствуют абсолютным значениям тепловой мощности ТРП Q_1 и Q_2 , и если связи между абсолютными значениями тепловыделения Q и нейтронного потока n искажены и неточны, то их отношения примерно одинаковы:

$$\frac{n_1}{n_2} \approx \frac{Q_1}{Q_2}, \quad (9)$$

что может быть использовано при косвенном определении КПД. Справедливость соотношения (9) доказана на практике [4]. Его использование уменьшает погрешность определения параметров ТРП. Так если определять тепловую мощность ТРП через отношение показаний детектора нейтронного потока, то тепловая мощность ТРП находится с относительной погрешностью $\pm 3\%$. При определении тепловой мощности ТРП только по абсолютным показаниям детекторов нейтронного потока относительная погрешность составляет $\pm 25\%$, которая может быть уменьшена до $\pm 15\%$ только при наборе большего количества экспериментальных данных.

Из соотношений (9) следует выполнимость равенств

$$\frac{n_1}{Q_1} = \frac{n_2}{Q_2} = k_0, \quad (10)$$

где n_1 и n_2 – значения показаний датчиков нейтронного потока для первой и второй изомощностных характеристик; Q_1 и Q_2 – соответствующие значения тепловой мощности ТРП; k_0 – коэффициент пропорциональности между нейтронным потоком и тепловой мощностью.

Из аддитивного свойства логарифма $\ln n = \ln(k_0 Q) = \ln k_0 + \ln Q$ и постоянства коэффициента пропорциональности k_0 будут справедливы соотношения

$$\frac{d \ln Q}{dJ} = \frac{d \ln n}{dJ} = \frac{d \ln i}{dJ}, \quad (11)$$

где J – электрический ток ТРП; i – ток ДПЗ, который пропорционален плотности потока нейтронов в месте установки детектора прямого заряда.

Соотношения (11) будут использованы для определения теплофизических параметров ТРП.

Ранее выполнимость равенства (10) только предполагалась, но в настоящее время она проверено экспериментально и его можно теперь использовать в методике определения тепловой мощности ТРП, а в дальнейшем – при создании электронного прибора для определения КПД термоэмиссионного реактора-преобразователя, в том числе и на этапе летно-конструкторских испытаний.

Для косвенного определения КПД ТРП требуются изомощностные и изотермические ВАХ ТРП. Для их получения нами предлагается следующий алгоритм регистрации ВАХ.

Прежде всего требуется экспериментально получить набор ВАХ, подобных показанным на рис. 1.

Порядок регистрации ВАХ ТРП следующий.

1. Исходная точка A на ВАХ ТРП (или ЭГК). Фиксируются показания нейтронного датчика n_1 , напряжение на внешней нагрузке V_A и электрический ток ТРП J_A .
2. Не изменяя мощность ТРП (n_1) «медленно» регистрируется часть характеристи-

стики AC . В точке C имеем следующие параметры: напряжение V_C , ток J_C («медленно» означает, что при смене сопротивления внешней нагрузки требуется время для установления температуры T_2).

3. В точке C регистрируется изотермическая ВАХ в направлении от холостого хода ($J=0$ на изотермической ВАХ T_2) к точке короткого замыкания ($V=0$ на изотермической ВАХ T_2), т.е. от точки C к B (развертка изотермической ВАХ).

4. Из точки C «медленно» возвращаемся в точку A при постоянной мощности n_1 .

5. Не изменяя внешней нагрузки R_H , поднимаем мощность ТРП до значения n_2 ($n_2 > n_1$), тем самым переходим в точку B , регистрируются параметры точки B (V_B , J_B , T_2), где B – точка пересечения прямой внешней нагрузки и изотермы T_2 .

6. «Быстрым» переключением нагрузки (в течение нескольких миллисекунд, чтобы тепловые процессы, длиющиеся десятки секунд, не внесли изменений в ТЭП) регистрируется участок BC изотермической ВАХ в направлении от точки короткого замыкания к точке холостого хода.

7. Сравниваются ВАХ прямого и обратного хода для подтверждения режима работы ТРП (ЭГК).

Параметры треугольника ABC (рис. 1) содержат дополнительную информацию:

- в точке B тепловая мощность ТРП описывается уравнением

$$Q_B = Q_T + J_B \cdot \varphi, \quad (12)$$

где Q_T – теплосъем излучением и теплопроводностью; $J_B \cdot \varphi$ – теплосъем за счет электронного охлаждения эмиттера ТРП; φ – эффективная работа выхода эмиттера;

- в точке C по аналогичной (12) формуле

$$Q_C = Q_T + J_C \cdot \varphi, \quad (13)$$

где $J_C \cdot \varphi$ – теплосъем за счет электронного охлаждения эмиттера ТРП.

Составляющая теплосъема излучением и теплопроводностью Q_T и эффективная работа выхода эмиттера φ в формулах (12) и (13) совпадают, поскольку точки B и C принадлежат одной изотерме T_2 , тогда разность тепловой мощности ($Q_B - Q_C$) для точек B и C равна

$$Q_B - Q_C = \varphi(J_B - J_C) = Q_B \left(1 - \frac{Q_C}{Q_B}\right). \quad (14)$$

В соответствии с (9) верно равенство

$$\frac{Q_C}{Q_B} \underset{n_1}{\overset{n_2}{\asymp}} \frac{n_1}{n_2} \quad (15)$$

для отношения тепловой мощности ТРП в точках B и C .

И тогда из второго равенства в (14), используя (15), получаем формулы

$$Q_B \underset{\begin{array}{c} \varphi_B (J_B - J_C) \\ 1 - \frac{n_1}{n_2} \end{array}}{\equiv} \frac{\varphi(J_B - J_C)}{n_2 - n_1} n_2 = \frac{1}{\delta} \cdot n_2, \quad (16)$$

где коэффициент $\delta = \frac{n_2 - n_1}{\varphi_B (J_B - J_C)}$ показывает отношение приращений показаний

датчика нейтронного потока к изменению электронного охлаждения эмиттера в состояниях B и C ТРП для вычисления абсолютного значения тепловой мощности ТРП в точке B .

Используя (16), определяем КПД ТРП в точке B по формуле

$$\eta_B \equiv \frac{J_B V_B}{Q_B} = \frac{J_B V_B \left(1 - \frac{n_1}{n_2}\right)}{\varphi(J_B - J_C)}, \quad (17)$$

где η_B – КПД ТРП в состоянии, соответствующем точке B его вольт-амперной характеристики.

В формуле (17) можно увидеть логарифмическую производную показаний нейтронного потока по электрическому току ТРП, т.к.

$$\frac{1 - \frac{n_1}{n_2}}{J_B - J_C} = \frac{\frac{n_2 - n_1}{n_2}}{J_B - J_C} \approx \left. \frac{d \ln n}{d J} \right|_B. \quad (18)$$

В [2] предполагается, что эффективная работа выхода эмиттера ТРП заранее известна. Однако ее можно определить из данных регистрации ВАХ (см. (7)).

По измеренным значениям производных $\left(\frac{dJ}{dV}\right)_q$ и $\left(\frac{dJ}{dV}\right)_T$ (тангенсы углов наклона изомощностной и изотермической ВАХ), зная температурные зависимости $\frac{\partial F}{\partial T}$ или $\frac{\partial J}{\partial T}$ и $\frac{\partial Q_T}{\partial T}$, можно определить эффективную работу выхода эмиттера ТРП:

$$\varphi = \left(\frac{\left. \frac{dJ}{dV} \right|_T}{\left. \frac{dJ}{dV} \right|_q} - 1 \right) \cdot \frac{\frac{\partial Q_T}{\partial T}}{\frac{\partial J}{\partial T}}. \quad (19)$$

В то же время из уравнений (12) и (13) теплового баланса ТРП (ЭГК) находим значение эффективной работы выхода эмиттера по формуле

$$\varphi = \left. \frac{dQ}{dJ} \right|_{T=\text{const}} \equiv \left. \frac{\Delta Q}{\Delta J} \right|_{T=\text{const}} = \frac{Q_B - Q_C}{J_B - J_C}. \quad (20)$$

Равенство (20) на изотермической ВАХ справедливо для любых пар точек вольт-амперной характеристики, так как по равенству (2) функция Q линейна по переменной J .

Определяя работу выхода эмиттера φ по формуле (19) и используя связь (20), находим разность тепловой мощности ТРП при постоянной внешней нагрузке преобразователя в точках B и A ($\Delta Q|_R$) и в точках B и C ($\Delta Q|_T$) на изотермической ВАХ при различных значениях n_1 и n_2 мощности ТРП по формуле

$$\Delta Q|_R = \Delta Q|_T = \varphi (J_B - J_C). \quad (21)$$

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕПЛОВОЙ МОЩНОСТИ ТРП ПО ДОЛЕ ЭЛЕКТРОННОГО ПЕРЕНОСА ЭНЕРГИИ В ТЕПЛОВОМ БАЛАНСЕ ЭМИТТЕРА

Как отмечалось выше, в проектных работах по созданию ТРП исследователю целесообразно оперировать тепловой мощностью. Поэтому для конкретной конструкции ТРП удобнее записать расчетную изомощностную ВАХ в аналитическом виде

$$J = J_0 (Q/Q_0)^p (V_{xx} - V)/V_{xx}, \quad (22)$$

где J – генерируемый ток ТРП; J_0, Q_0 – постоянные обезразмеривания; p – безраз-

мерный параметр; V_{xx} – напряжение холостого хода изомощностной ВАХ ТРП; V – напряжение на внешней нагрузке.

В формуле (22) введена явная зависимость электрического тока J ТРП от его тепловой мощности Q .

Уравнение (22) имеет вид прямой, которая аппроксимирует истинную ВАХ. Из уравнений (22) и (2) определим тангенс угла наклона изомощностной (k_Q) и изотермической (k_T) ВАХ в точке их пересечения:

$$k_Q = \frac{dJ}{dV} \Big|_{Q=\text{const}} = -\frac{J}{V_{xx} - V}, \quad (23)$$

$$k_T = \frac{dJ}{dV} \Big|_{T=\text{const}} = k_Q \cdot \frac{1}{1 - \frac{J\phi}{Q} \cdot p} \cdot \left[1 + \left(\frac{k_T}{k_Q} - 1 \right) \cdot \frac{V}{V_{xx}} \right]. \quad (24)$$

Найдем отношение тангенсов углов наклона ВАХ из равенства (24). В первом приближении оно равно

$$\frac{k_Q}{k_T} = 1 - p \cdot \mu, \quad (25)$$

где $\mu = \frac{J\phi}{Q}$ – доля электронного переноса энергии в МЭЗ.

Используя формулу (25), получим долю электронного переноса энергии в МЭЗ

$$\mu = \frac{1 - \frac{k_Q}{k_T}}{p}. \quad (26)$$

Чтобы определить долю μ электронного переноса энергии в МЭЗ, надо знать показатель p в формуле (22).

Определение параметра p можно провести следующим образом.

Используя формулы (8) и (25), получим

$$\frac{1}{1 + \frac{\partial J}{\partial T} \cdot \frac{\phi}{\partial Q_T / \partial T}} = 1 - p\mu. \quad (27)$$

Учитывая, что $Q_T = Q - J\phi$, (27) преобразуем к виду

$$\frac{1}{1 + \frac{1}{\frac{1}{\phi} \frac{\partial Q}{\partial J} - 1}} = 1 - p \frac{J\phi}{Q}. \quad (28)$$

Путем дальнейших упрощений из равенства (28) находим выражение для p :

$$p = \frac{Q}{J} \frac{\partial J}{\partial Q} = \frac{\partial \ln J}{\partial \ln Q} = \frac{\Delta J/J}{\Delta Q/Q}. \quad (29)$$

Как видим, параметр p в изомощностной ВАХ (22) характеризует относительное изменение электрического тока J ТРП по относительному изменению тепловой мощности Q . Показатель степени $p=\text{const}$ определяется для любой точки ВАХ при изменении тепловой мощности на величину ΔQ по изменению тока на величину ΔJ . По измеренным значениям ΔJ определяют $\Delta Q = \phi \Delta J$ (см. (21)), Q (см. (16)).

В экспериментах по изучению ВАХ лабораторного ТЭП или в составе петлевого канала при реакторных испытаниях ЭГК удается зарегистрировать характеристики только в небольшом интервале изменения выходного напряжения, вследствие чего они имеют вид отрезка прямой. Информативность таких характеристик может быть повышена, если в одном эксперименте регистрировать одновременно кривые равной мощности (изомощностные ВАХ) и изотермические ВАХ испытуемых термоэмиссионных устройств.

Отметим, что формула (26) была проверена нами для вакуумного и дугового режимов работы лабораторного ТЭП с использованием аналитических формул [3].

Зная долю электронного переноса, определяем тепловую мощность ТРП и его КПД по формулам

$$Q = \frac{J\phi}{\mu}, \quad (30)$$

$$\eta = \frac{V\mu}{\phi}. \quad (31)$$

Проведенные исследования показывают возможность дальнейшего развития и использования предложенного в [2] метода определения некоторых тепловых параметров ТЭП / ЭГК/ ТРП по коэффициентам наклона изомощностных и изотермических характеристик в точках их пересечения. Предложенная формула (22) справедлива во всех режимах работы ТЭП (от вакуумного до дугового) при условиях, что термоэмиссионное (токовое) охлаждение эмиттера зависит от тока линейно, а изотермические и изомощностные вольт-амперные характеристики в области их пересечения прямолинейны.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Полученные в результате исследований связи между коэффициентами наклона изомощностной и изотермической ВАХ формулы для работы выхода эмиттеров, КПД и тепловой мощности вместе с алгоритмом регистрации ВАХ позволяют без больших затрат проводить определение КПД и тепловой мощности реактора-преобразователя тепловой энергии в электрическую.

Применение на практике разработанной методики косвенного определения КПД, тепловой мощности ТРП и работы выхода эмиттеров дало надежные результаты.

Литература

1. Bondarenko I.I., Malik V.A., Pupko V.Ya., Stakhanov I.P., Yu. S. Yurev, e.s. Theoretical and Experimental Investigations Connected with Development of Thermionic Reactor-Converters. Third United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy-A/CONF.28/P/317 USSR, Geneva, May 1964.
2. Юрьев Ю.С. Способ определения тепловых параметров термоэмиссионного преобразователя. А.с. 277045. Заявлено 14. 10. 1968 (№ 1276774/26 – 25). Опубликовано 22. 07. 1970. Бюлл. № 24.
3. Стаканов И. П., Степанов А.С., Пащенко В.П., Гуськов Ю.К. Плазменное термоэмиссионное преобразование энергии. – М.: Атомиздат, 1968. – 392 с.
4. Давыдов А.А., Еремин С.А., Королев В.У. и др. Сравнительный анализ методов определения тепловой мощности термоэмиссионных электрогенерирующих каналов при петлевых реакторных испытаниях. Ракетно-космическая техника. Серия ХII. Выпуск 1 – 2. Составитель Синявский В.В., 1998. – С. 162.

Поступила в редакцию 10.05.2011

О РАБОТЕ ПОДКРИТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА УСКОРИТЕЛЬНО- УПРАВЛЯЕМОЙ СИСТЕМЫ В РЕЖИМЕ МОДУЛЯЦИИ РЕАКТИВНОСТИ

А.В. Гулевич, О.Ф. Кухарчук, А.И. Брежнев

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



Рассматривается возможность применения импульсного реактора в качестве размножающей нейтронами мишени для ускорительно-управляемых систем. Предполагается, что такой реактор работает в режиме модуляции реактивности, аналогично тому, как это организовано в реакторе ИБР-2. Теоретически это позволяет снизить энергетические требования к пучку ускорителя и повысить безопасность для такого рода установок.

Ключевые слова: ускорительно-управляемая система, импульсно-периодический реактор, ускоритель высокогенергетических протонов.

Key words: acceleration-driven system, pulsed periodic reactor, accelerator high-energy protons.

В настоящее время в литературе активно обсуждается возможность создания ускорительно-управляемых систем (acceleration-driven system – ADS) [1-3], в частности, для решения проблемы утилизации радиоактивных отходов атомной энергетики (трансмутации минорных актинидов и выжигания долгоживущих осколков деления). Основные декларируемые преимущества концепции ускорительно-управляемой системы в сравнении с традиционным ядерным реактором следующие:

- исключение возникновения неконтролируемой цепной реакции деления, так как реактор (бланкет) ускорительно-управляемой системы функционирует в глубокоподкритическом режиме;
- возможность загрузки большого количества (теоретически до 100%) минорных актинидов в активную зону подкритического реактора (по оценкам доля минорных актинидов в традиционном критическом реакторе из-за соображений безопасности не может превышать 5–10%).

Вместе с тем имеются и существенные недостатки ADS-систем, связанные с большей энергетической «стоимостью» нейтрона по сравнению с традиционным реактором деления или термоядерным реактором [4, 5]. Кроме того, для работы бланкета ускорительно-управляемой установки в глубокоподкритическом состоянии при его значимых мощностных и энергетических характеристиках требуется использование мощного внешнего источника нейтронов на базе мощного ускорителя высокогенергетических протонов или ионов и нейтронопроизводящей мишени. Надежность и безопасность работы таких систем существенно зависят от стабильности поддержания пучка. Например, если прерывание в работе пучка пре-

© А.В. Гулевич, О.Ф. Кухарчук, А.И. Брежнев, 2012

вышает одну секунду, то возможны, в частности, значительные перепады температуры топлива и оболочки твэла реактора, которые существенно влияют на его работоспособность [6].

Цель данной работы состоит в том, чтобы рассмотреть возможность использования в качестве размножающей нейтроны мишени ускорительно-управляемой системы импульсный ядерный реактор, т.е. применить уже реализованную на практике схему «ускоритель – импульсно-периодический реактор» [7].

Для этого с целью повышения средней мощности ускорительно-управляемой системы (при фиксированной мощности ускорителя) рассматривается возможность использования в подкритическом реакторе принципа периодической модуляции реактивности [7, 8]. В этой схеме предполагается, что реактор более 90% времени «проводит» в глубокоподкритическом состоянии и лишь на короткое время переходит в состояние, близкое к мгновенной критичности. При этом не предполагается переход в область надкритичности на мгновенных нейтронах (как это реализовано, например, в реакторе ИБР [7]), что позволяет надеяться решить как проблему обеспечения ядерной безопасности и увеличить в несколько раз среднюю мощность реактора и тем самым ослабить требования к мощности пучка ускорителя.

ОСНОВНЫЕ СООТНОШЕНИЯ ДЛЯ ОЦЕНКИ НЕЙТРОННОГО ИМПУЛЬСА

Будем рассматривать импульсно-периодический реактор, снабженный модулятором реактивности, который обеспечивает на короткое время его перевод из глубокоподкритического состояния в состояние мгновенной критичности и обратно. При этом в активной зоне генерируется нейтронный импульс. В промежутках между импульсами реактор находится в глубокоподкритическом состоянии.

Кинетика нейтронов в таком реакторе описывается простейшей одноточечной моделью, уравнения которой имеют вид [8]

$$\begin{cases} \ell \frac{dn(\tau)}{d\tau} = [k(\tau)(1-\beta)-1]n(\tau) + \sum_i^D \lambda_i C_i(\tau) + S \\ \frac{dC_i(\tau)}{d\tau} = \beta_i n(\tau) - \lambda_i C_i(\tau) \\ n(0) = n(\tau_p) \\ C_i(0) = C_i(\tau_p), i = 1, D, \end{cases} \quad (1)$$

где τ_p – длительность периода; $n(\tau)$ – мощность реактора; ℓ – время жизни мгновенных нейтронов. В уравнении системы (1) $C_i = C_i^{\text{эфф}} / c$ и $S = S^{\text{эфф}} / c$, $c = 3,12 \cdot 10^{10}$ дел./с при n в [Вт] и энергии деления 200 МэВ.

Если реактор находится в подкритическом состоянии с постоянным коэффициентом размножения нейтронов k_0 на постоянном источнике S , то значение мощности оценивается известным соотношением

$$n_0 = \frac{S}{1 - k_0}. \quad (2)$$

Предположим, что периодическое изменение во времени на интервале от 0 до τ_p эффективного коэффициента размножения нейтронов в реакторе приближенно описывается функцией вида [7, 8]

$$k(\tau) = k_0 + \Delta k_m e^{-\frac{\alpha v^2 (\tau - \tau_0 - m\tau_p)^2}{\Delta k_m}} = k_0 + \Delta k_m e^{-\frac{(\tau - \tau_0 - m\tau_p)^2}{2\sigma^2}}, \quad (3)$$

$$\sigma^2 = \frac{\Delta k_m}{2\alpha v^2},$$

где k_0 – эффективный коэффициент размножения нейтронов в реакторе между импульсами; Δk_m – эффективность модулятора реактивности; αv^2 – параметр, связывающий скорость вращения модулятора реактивности, время и реактивность реактора; τ_p – период следования импульсов ($v = 1/\tau_p$ – частота следования импульсов); $m = 0, 1, 2, \dots$ – целое число; τ_0 – время достижения максимального значения реактивности. При исследовании равновесного режима (режима строго повторяющихся импульсов) достаточно рассмотреть только первый импульс, при этом для удобства положим $\tau_0 = 0$, т.е. будем предполагать, что импульс реактивности симметричен относительно нуля.

Реактивность реактора на мгновенных нейтронах $\varepsilon(\tau)$ связана с $k(\tau)$ соотношением $\varepsilon(\tau) = k(\tau)(1-\beta) - 1$. Очевидно, что при малых значениях $\tau \sim 0$ для $\varepsilon(\tau)$ справедливо представление вида $\varepsilon(\tau) = \varepsilon_m - \alpha v^2 \tau^2$ [7], где ε_m – максимальное значение надкритичности, обеспечиваемое модулятором реактивности.

Будем предполагать, что мощность реактора можно представить в виде [8]

$$n(\tau) = Q\delta(\tau) + n_b, \quad (4)$$

где Q – энергия импульса; n_b – фоновая мощность (мощность между импульсами), которую можно считать постоянной при $v = 1/\tau_p \geq 1$ Гц.

Подставляя (4) во второе уравнение (1), после интегрирования и подстановки в первое уравнение (1), можно получить выражение (при $S = \text{const}$)

$$\Delta k_0 n_b + \frac{k_0 \beta Q}{\tau_p} + S = 0; \quad \Delta k_0 = k_0 - 1. \quad (5)$$

Будем также предполагать, что максимальное значение реактивности реактора, реализуемое в момент времени 0, в точности равно значению мгновенной критичности, т.е. $\varepsilon_m = 0$. В этом случае для оценки энергии Q и полуширины $\Theta_{1/2}$ импульса в работе [7] получены приближенные соотношения, которые в наших обозначениях имеют вид

$$Q = \frac{3.84 \cdot \left(k_0 \sum_{i=1}^D \lambda_i C_i + S \right)}{\left(\alpha v^2 \sqrt{\ell} \right)^{2/3}}; \quad \Theta_{1/2} = 1.98 \cdot \left(\frac{\ell}{\alpha v^2} \right)^{1/3}. \quad (6)$$

При выводе (6) предполагалось, что источник, формируемый внешними нейтронами и предшественниками запаздывающих нейтронов, постоянен

$(k_0 \sum_{i=1}^D \lambda_i C_i + S = \text{const})$, что справедливо лишь при частоте импульсов больше 1 Гц.

В промежутке между импульсами $k_0 \sum_{i=1}^D \lambda_i C_i + S = n_b (1 - k_0 (1 - \beta))$. С учетом выражений (5) и (6) можно получить следующие формулы для оценки энергии импульса Q , полной энергии E , выделенной за период τ_p , фоновой мощности между импульсами n_b , максимальной мощности n^{\max} и полуширины импульса $\Theta_{1/2}$:

$$\begin{aligned} S &= -\frac{\Delta k_0}{\frac{3.84 \cdot (1 - k_0 (1 - \beta))}{\left(\frac{\Delta k_m \sqrt{\ell}}{2\sigma^2} \right)^{2/3}} + \frac{k_0 \beta}{\tau_p}}; \quad E = Q + n_b \tau_p; \\ n_b &= \frac{Q \cdot \left(\frac{\Delta k_m \sqrt{\ell}}{2\sigma^2} \right)^{2/3}}{3.84 \cdot (1 - k_0 (1 - \beta))}; \quad n^{\max} = 2 \sqrt{\frac{\ln 2}{\pi}} \frac{Q}{\Theta_{1/2}} = \frac{Q}{1.064 \cdot \Theta_{1/2}}, \end{aligned} \quad (7)$$

$$\text{где } \Theta_{1/2} = 1.98 \cdot \left(\frac{2\sigma^2 \ell}{\Delta k_m} \right)^{1/3}.$$

Отметим, что при выводе (7) основным предположением являлось то, что форма импульса мощности имеет форму гауссiana [7, 8]. Из формул (1), (5) и (7) также следует, что относительное увеличение средней мощности установки за счет ее функционирования в режиме модуляции реактивности (при мощности внешнего источника S и эффективном коэффициенте размножения нейтронов между импульсами k_0) составляет величину

$$\frac{\bar{n}}{n_0} = \frac{Q + n_b \tau_p}{n_0 \tau_p} = \frac{1 - \frac{\tau_p}{3.84 \cdot \Delta k_\beta} \cdot \left(\frac{\Delta k_m \sqrt{\ell}}{2\sigma^2} \right)^{2/3}}{\frac{k_0 \beta}{\Delta k_0} - \frac{\tau_p}{3.84 \cdot \Delta k_\beta} \cdot \left(\frac{\Delta k_m \sqrt{\ell}}{2\sigma^2} \right)^{2/3}}, \quad (8)$$

$$\Delta k_\beta = k_0 (1 - \beta) - 1; \quad \Delta k_m = -\frac{\Delta k_\beta}{1 - \beta}.$$

Результаты расчетов по формуле (8) зависимости \bar{n}/n_0 при изменении параметров k_0 , ℓ и σ показаны на рис. 1.

Из рисунка видно, что эффект от использования в бланкете ускорительно-управляемой системы принципа модуляции реактивности более существенен для установок с быстрым спектром нейтронов (малые значения параметра ℓ). Значимое увеличение мощностных (энергетических) характеристик ADS-системы можно получить с увеличением частоты следования импульсов при малых подкритичностях реактора между импульсами. Для всех случаев увеличение длительности импульса модуляции (увеличение параметра σ) приводит к улучшению энергетической эффективности работы установки. Отметим также, что вид зависимостей, представленных на рис. 1, слабо меняется при изменении эффективной доли запаздывающих нейтронов (параметр β).

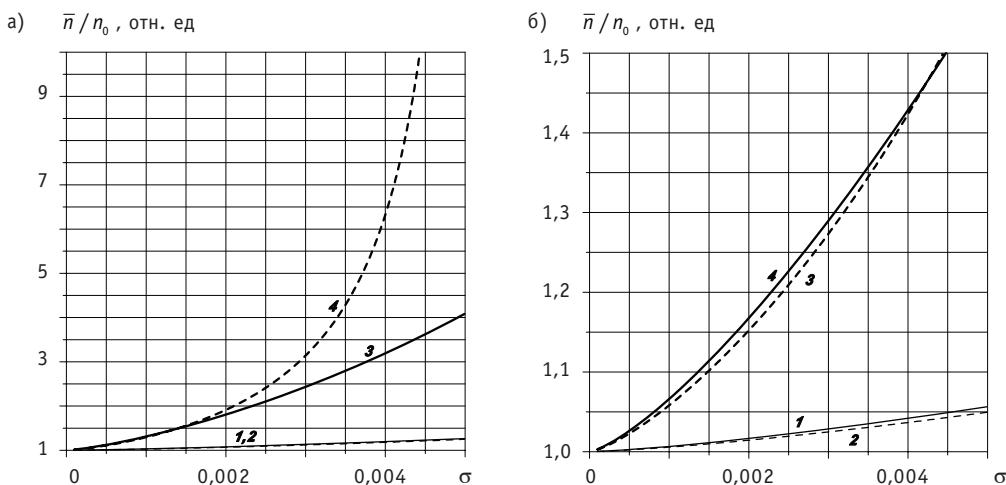


Рис.1. Зависимость параметра \bar{n}/n_0 от σ (а – $\ell = 10^{-6}$ с; б – $\ell = 10^{-4}$ с): 1 – $k_0 = 0.9$; $v = 1$ Гц; $\beta = 0.007$; 2 – $k_0 = 0.99$; $v = 1$ Гц; $\beta = 0.007$; 3 – $k_0 = 0.9$; $v = 10$ Гц; $\beta = 0.007$; 4 – $k_0 = 0.99$; $v = 10$ Гц; $\beta = 0.007$

РЕЗУЛЬТАТЫ МОДЕЛЬНЫХ РАСЧЕТОВ

1. Для проверки точности предположений, положенных в основу вывода формул для оценки параметров импульсов, были выполнены расчеты характеристик однозонного бланкета ускорительно-управляемой установки.

В расчетах принималось $v = 1 \text{ Гц}$; $S=10^4 \text{ Вт}$ ($\sim 8 \cdot 10^{14} \text{ н/с}$); $k_0=0.993$; $\Delta k_m=0.014$; $\tau_0=0.5 \text{ с}$; $\ell=10^{-6} \text{ с}$; $\beta = 0.007$. Значение параметра u варьировалось.

Результаты численных расчетов (расчет процессов в системе в рамках модели (1) по программе STIK [9]) в сравнении с результатами оценок по формулам (7), (8) представлены в табл. 1.

Таблица 1

Результаты расчетов кинетических характеристик реактора ADS-системы

Вариант	Численный расчет			Расчет по формулам (7), (8)					
	n^{\max} , МВт	E , МДж	\bar{n}/n_0	Q , МДж	n_b , МВт	$\theta_{1/2}$, мс	n^{\max} , МВт	E , МДж	\bar{n}/n_0
1	1.4	1.4	1	-	-	-	-	-	-
2; $\sigma = 10^{-3} \text{ с}$	19.1	1.5	1.07	0.02	1.45	1.04	19.3	1.47	1.05
3; $\sigma = 10^{-2} \text{ с}$	120	2.9	2.07	0.66	2.08	4.8	128	2.74	1.96

Из приведенных данных видно, что результаты численного моделирования хорошо согласуются с аналитическими оценками по формулам (7) и (8). В качестве примера на рис. 2 показано временное поведение мощности реактора для рассмотренных вариантов из табл. 1. Можно отметить, что предположение (4) является достаточно справедливым – при частоте, равной 1 Гц, значение фоновой мощности отличается от константы не более чем на 20%.

2. Проведены расчеты кинетических процессов в реакторе ADS-системы при разных значениях параметров k_0 , Δk_m и σ из (2) (табл. 2).

На рисунке 3 показано временное поведение на периоде τ_p реактивности и мощности реактора для последнего варианта из табл. 2.

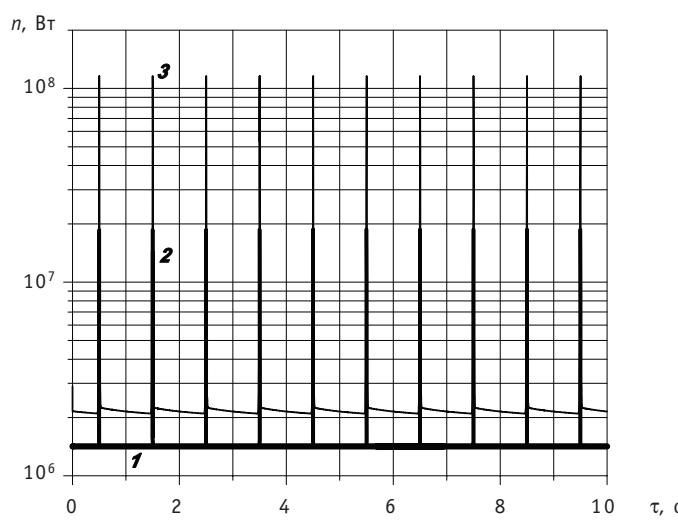


Рис. 2. Изменение мощности импульсно-периодического реактора для разных вариантов изменения реактивности из табл. 1: 1 – вариант 1; 2 – вариант 2; $\sigma = 10^{-3} \text{ с}$; 3 – вариант 3; $\sigma = 10^{-2} \text{ с}$

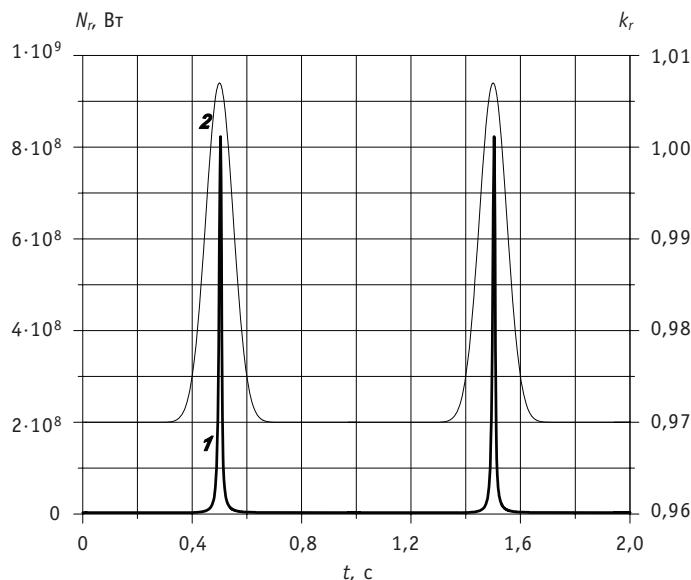


Рис. 3. Изменение за период следования импульсов полной мощности (1) и эффективного коэффициента размножения нейтронов (2) в реакторе для последнего варианта из табл. 2

Таблица 2

Результаты расчетов кинетических характеристик реактора ADS-системы при разных параметрах модуляции реактивности

Вариант	Численный расчет		Расчет по формуле (8)	
	n^{\max} , МВт	E , МДж	n^{\max} , МВт	E , МДж
$v = 1 \text{ Гц}; k_0 = 0.95; \Delta k_m = 0.057; \sigma = 10^{-3} \text{ с}$	6.7	0.200	6.8	0.205
$v = 10 \text{ Гц}; k_0 = 0.95; \Delta k_m = 0.057; \sigma = 10^{-3} \text{ с}$	6.9	0.025	6.9	0.025
$v = 1 \text{ Гц}; k_0 = 0.95; \Delta k_m = 0.057; \sigma = 10^{-2} \text{ с}$	31.1	0.335	32.8	0.319
$v = 1 \text{ Гц}; k_0 = 0.98; \Delta k_m = 0.027; \sigma = 10^{-2} \text{ с}$	50.4	0.835	55.0	0.804
$v = 1 \text{ Гц}; k_0 = 0.97; \Delta k_m = 0.037; \sigma = 5 \cdot 10^{-2} \text{ с}$	76.7	14.68	72.6	9.96

Изменение во времени мощности для последнего варианта из табл. 2 и для случая, когда в реакторе ADS-системы отсутствует модулятор реактивности ($k_0=0.97$, $n_0 = S/(1-k_0) = 3.33 \cdot 10^5 \text{ Вт}$), показано на рис. 4.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Таким образом, по результатам проведенных исследований можно сделать следующие выводы.

Применение в реакторе ускорительно-управляемой установки принципа модуляции реактивности с переводом реактивности реактора в область, близкую к мгновенной критичности, позволяет значительно улучшить ее мощностные (энергетические) характеристики (среднюю мощность можно увеличить в перспективе более, чем на порядок). При этом для получения большего эффекта длительность импульса реактивности должна быть несколько десятков миллисекунд. Применение более высоких частот модуляции имеет смысл при малых подкритичностях между импульсами. Кроме того, модуляцию реактивности целесообразно применять в реакторах с быстрым спектром нейтронов.

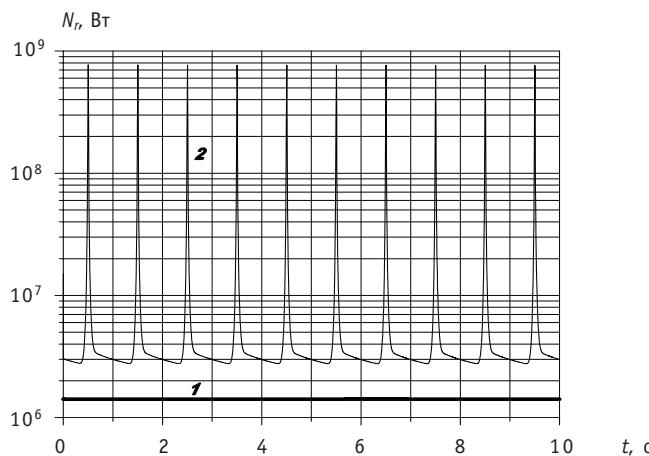


Рис. 4. Временное поведение полной мощности реактора для двух вариантов изменения реактивности: 1 – реактор без модуляции реактивности; 2 – реактор с модуляцией реактивности ($v = 1 \text{ Гц}$; $k_0 = 0.97$; $\Delta k_m = 0.037$; $\sigma = 5 \cdot 10^{-2}$)

Для оценки параметров импульсов в системе получены аналитические выражения. Результаты расчетов по этим формулам согласуются с данными прямого численного модулирования процессов в ADS-установке с точностью не хуже 5% при относительно небольших длительностях импульса реактивности (до 10 мс). При увеличении этого времени до десятков миллисекунд погрешность аналитических оценок становится заметной. Следует также заметить, что их применение оправдано лишь при частоте следования импульсов больше 1 Гц.

Литература

1. Rubbia C. CERN-group Conceptual Design of a Fast Neutron Operated Power Energy Amplifier. Accelerator Driven Systems: Energy Generation and Transmutation of Nuclear Waste/Status Report: IAEA-TECDOC-985, 1997.
2. Minato K., Ikegami T., Inoue T. Recent Research and Development Activities on Partitioning and Transmutation of Radioactive Nuclides in Japan/In: Eighth Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning & Transmutation, Las Vegas, Nevada, USA, November 9-11, 2004, p. 29-48.
3. Zrodnikov A., Gulevich A. e.a. Nuclear Waste Burner for Minor Actinides Elimination// Progress in Nuclear Energy, v. 47, No 1-4, pp 339-346.
4. Slessarev I., Alexeev P. New-Quality Nuclear Power without Substantial Threats and Risks: Vital Risk Free Fast Reactors and Fuel Cycles/Proc. Int. Conf. IAEA on Fast Nuclear Reactors, Kyoto, Dec. 07-11, (2009).
5. Dyachenko P.P., Zrodnikov A.V., Prokhorov A.M. et al. Concept of a Combined ICF Power Plant and a Fission Reactor-Laser Driver//Fusion Techn. – 1991. – V. 20. – №4.
6. Gromov B.F., Orlov Y.I., Gulevsky V.A. e.a. Problems of Heavy Coolant Technology for Accelerator-Driven Systems/In: Intern. Conf. on Accelerator Driven Transmutation Technologies and Application (ADTTA'99), Praha, Czech Rep., 1999.
7. Шабалин Е.П. Импульсные реакторы на быстрых нейтронах. – М.: Атомиздат, 1976.
8. Гулевич А.В., Дьяченко П.П., Зродников А.В., Кухарчук О.Ф. Связанные реакторные системы импульсного действия. – М.: Энергоатомиздат, 2003.
9. Гулевич А.В., Качанов Б.В., Кухарчук О.Ф. Модели и программы расчета динамических характеристик реакторно-лазерных систем/Препринт ФЭИ-2454. – Обнинск, 1995.

Поступила в редакцию 23.01.2012

АНАЛИЗ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЯЧЕЕК РЕАКТОРА БОР-60 ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков
ОАО «ГНЦ РФ НИИАР», г. Димитровград



Выполнен анализ эффективности использования ячеек активной зоны и бокового экрана реактора БОР-60 для проведения экспериментальных исследований за 40 лет эксплуатации. Определены наиболее часто используемые ячейки реактора и основные параметры, влияющие на привлекательность ячеек для проведения экспериментальных исследований.

Ключевые слова: реактор БОР-60, активная зона, боковой экран, ячейки, исследовательский реактор, экспериментальные исследования.

Key words: BOR-60 reactor, core, blanket, cells, research reactor, the experimental research.

ВВЕДЕНИЕ

Исследовательский реактор (ИР) в соответствии с НП-033-01 [1] – устройство для экспериментальных исследований. Следовательно, основная функция ИР – это проведение экспериментальных исследований (ЭИ). Сравнивать ИР по отдельным параметрам крайне сложно, так как все они уникальны по своей конструкции. Одним из параметров, характеризующих ИР является «качество» реактора – отношение максимальной плотности потока нейтронов (F_n) к тепловой мощности реактора. По этому показателю реактор БОР-60 является одним из лучших в мире [2], но данный параметр не полностью отражает качественную характеристику ИР. Необходимо, чтобы в экспериментальном объеме были достаточные потоки нейтронов с требуемым спектром нейтронов (S_n). Таким образом, качество ИР, в основном, определяется доступными объемами для проведения ЭИ, потоками нейтронов в данных областях и их спектром, а также наличием экспериментальных каналов и петель.

Цель работы – статистический анализ использования ячеек активной зоны (а.з.) и бокового экрана (БЭ) реактора БОР-60 для проведения ЭИ за 40 лет эксплуатации.

РЕАКТОР БОР-60

Реактор БОР-60 – уникальная экспериментальная установка, обладающая «жестким» спектром и высокой плотностью потока нейтронов. На настоящий момент это фактически единственный ИР на быстрых нейтронах в мире, который стablyно работает и обладает полной научной и экспериментальной базой. За годы э

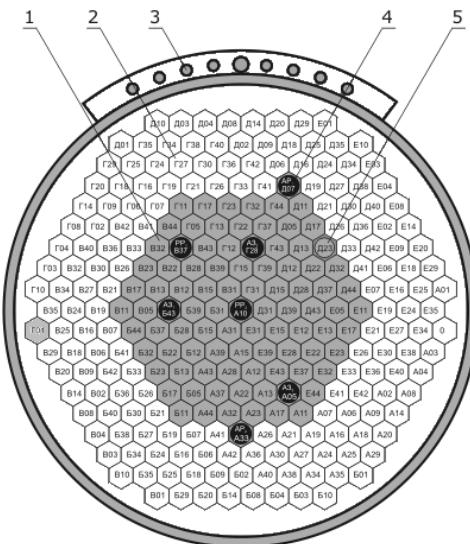


Рис. 1. Картограмма реактора БОР-60: 1 – ТВС; 2 – сборки БЭ; 3 – вертикальные экспериментальные каналы; 4 – рабочие органы СУЗ; 5 – инструментированная ячейка (Д23)

сплуатации реактор БОР-60 показал высокую надежность и безопасность. На реакторе были проведены ЭИ практически по всем направлениям развития ядерной энергетики [3, 4].

В реакторе БОР-60 сборки располагаются в шестигранной решетке – всего 265 ячеек (рис. 1). Под ТВС предусмотрено до 156 ячеек, под рабочие органы (РО) СУЗ – семь ячеек, а остальные заполняются сборками БЭ. Экспериментальные сборки могут находиться в любых ячейках а.з. и БЭ реактора (исключая ячейки, занятые РО СУЗ).

За 42 года эксплуатации реактора БОР-60 (1969–2011 гг.) а.з. и БЭ претерпевали существенные изменения. С 1969 до конца 1970-х гг. реактор работал на таблеточном оксидном высокообогащенном (90% ^{235}U) урановом ядерном топливе (ЯТ) и со стальным БЭ. В 1980-е гг. реактор был переведен на смешанное ви-

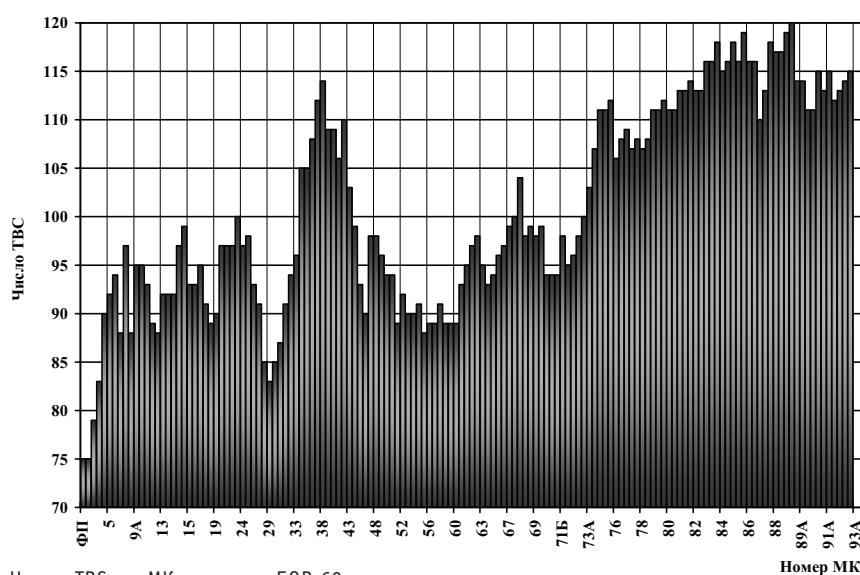


Рис. 2. Число ТВС по МК реактора БОР-60

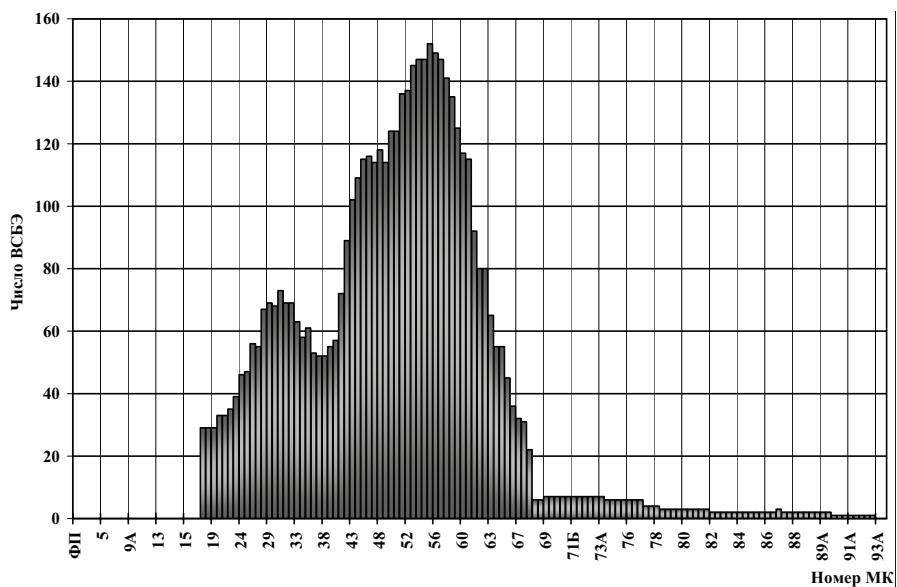


Рис. 3. Число воспроизводящих сборок в БЭ реактора БОР-60 по МК

роуплотненное уран-плутониевое оксидное ЯТ (эффективное обогащение по ^{235}U ~ 70–75%) и другие размеры а.з., а также воспроизводящий БЭ из обедненного оксида урана. В настоящее время реактор работает на виброуплотненном урановом оксидном ЯТ (70% ^{235}U) и со стальным БЭ [5].

За годы эксплуатации реактора БОР-60 число ТВС и воспроизводящих сборок бокового экрана (ВСБЭ) по микрокампаниям (МК) постоянно изменялось (рис. 2 и 3). Изменялись и другие характеристики и параметры реактора БОР-60: число экспериментальных ТВС (ЭТВС) и нетопливных сборок в а.з. и БЭ; конструкция стержней СУЗ и используемый поглотитель; средняя тепловая мощность и энерговыработка реактора за МК и т.д. За 42 года эксплуатации реактора БОР-60 было более 140 МК, среди которых практически нет полностью идентичных. На рисунке 4 приведены аксиальные распределения F_n в центральной плоскости а.з. (ЦПАЗ) для трех различных состояний реактора.

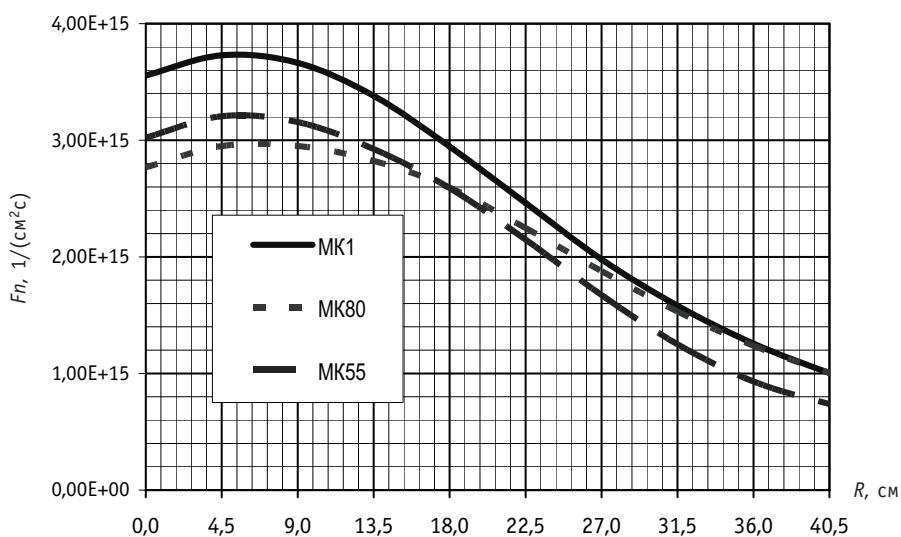


Рис. 4. Радиальное распределение плотности потока нейтронов в ЦПАЗ реактора

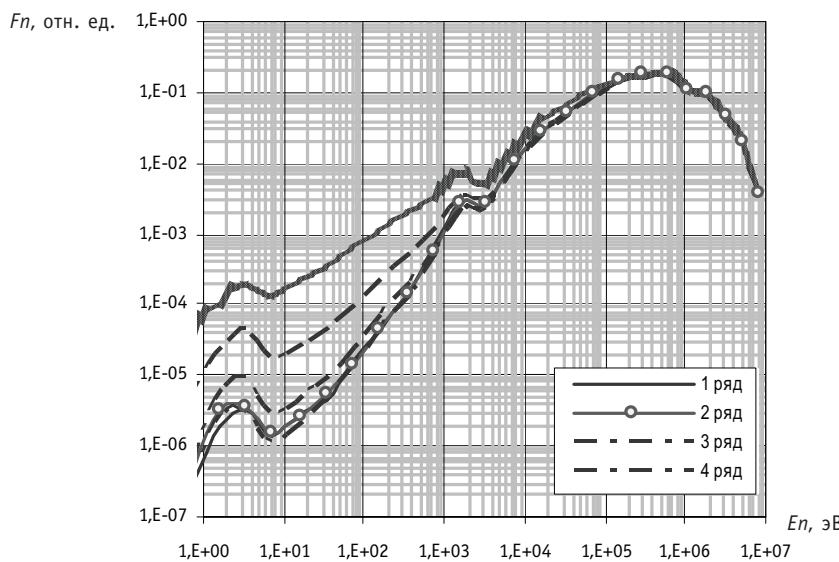


Рис. 5. Спектр нейтронов в активной зоне реактора БОР-60

Спектр нейтронов в а.з. (1–6 ряд) реактора БОР-60 стабильный и почти не меняется по рядам (рис. 5). Доля F_n с $E > 0.1$ МэВ составляет 77–83 %. Таким образом, ячейки а.з. реактора по Sn практически идентичны и отличаются только значением F_n . Очевидно, что наиболее привлекательными для проведения ЭИ должны быть ячейки в центральной области а.з. с более высокой F_n .

В боковом экране реактора изменение («смягчение») Sn по рядам (6–9 ряд) происходит больше, хотя в целом он также остается достаточно «жестким». Доля F_n с $E > 0.1$ МэВ составляет от 65% на границе с а.з. до 45% в девятом ряду БЭ (рис. 6). Существенного смягчения Sn в ячейке Г01 (F_n с $E > 0.1$ МэВ ~25%) достигли за счет ее окружения тремя сборками с гидридом циркония. Таким образом, ячейки БЭ с точки зрения Sn также близки, за исключением ячейки Г01, а F_n может отличаться в два раза. Поэтому наиболее привлекательными для проведения ЭИ должны быть ячейки, расположенные рядом с а.з., где более высокая F_n и «жесткий» Sn .

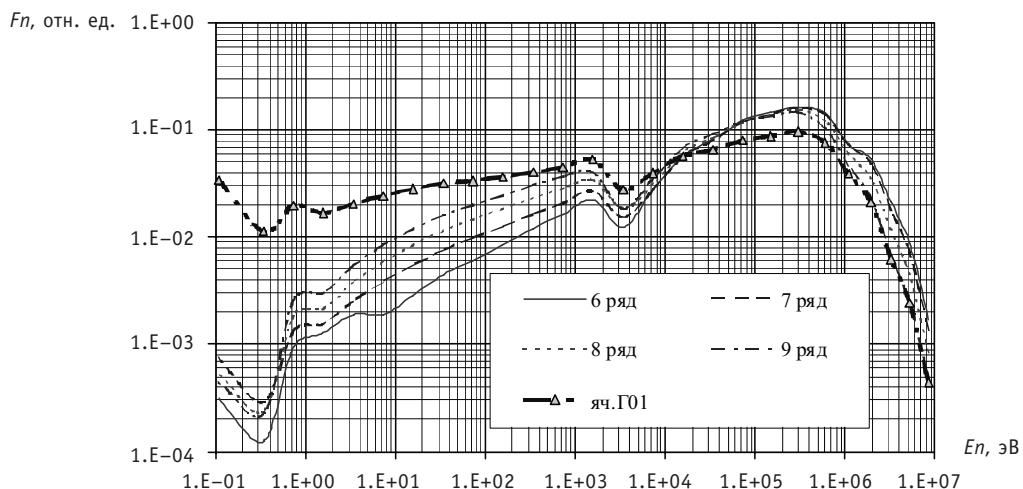


Рис. 6. Спектр нейтронов в БЭ реактора БОР-60

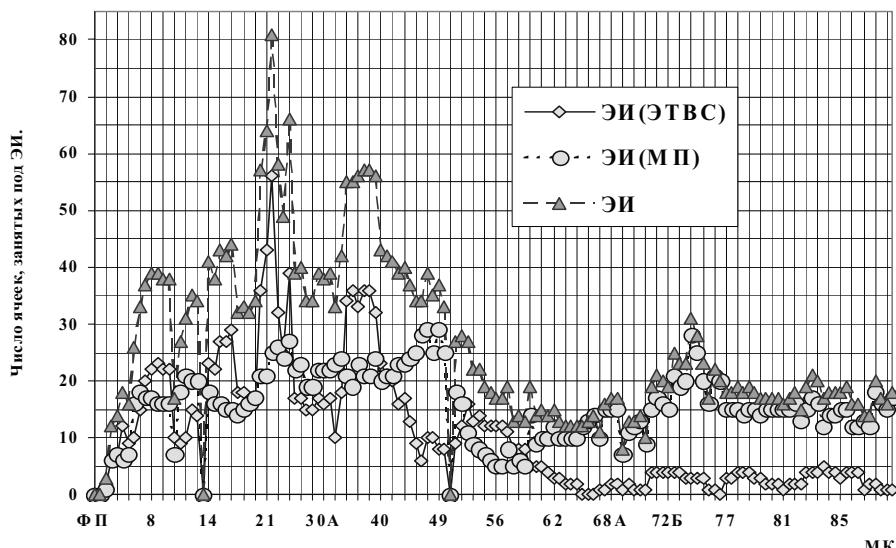


Рис. 7. Число экспериментальных исследований (ЭИ) по МК реактора БОР-60: ЭИ(ТВС) – число ЭТВС; ЭИ(МП) – число нетопливных экспериментальных сборок

Все годы эксплуатации реактора БОР-60 в а.з. и БЭ постоянно проводились ЭИ: облучение различных типов ЯТ, конструкционных, поглощающих и других материалов, испытания новых твэлов и ТВС, облучательных устройств и ампул, исследования характеристик реактора, наработка радионуклидов и т.д. (рис. 7).

В первые годы работы ИР, как правило, проводятся наиболее массовые ЭИ, в которых определяются основные характеристики реактора. В дальнейшем, когда ИР уже хорошо изучен, начинают проводиться ЭИ в обоснование достижения предельных параметров эксплуатации (выгорание ЯТ, флюенсы нейтронов, энерговыделение и т.д.) и перспективных разработок (новые виды ЯТ, стали, поглотители, конструкции и т.д.).

На реакторе БОР-60 около семи лет (до МК-16) проводились массовые испытания ЯТ, а также различных конструкционных материалов. В этот период до половины загрузки реактора составляли ЭТВС. После непродолжительного уменьшения загрузки ЭТВС в реактор их число вновь начало расти в связи с подготовкой и переходом реактора БОР-60 с таблеточного на виброуплотненное ЯТ и сменой конструкции ТВС, а затем и повышения выгорания ЯТ. На данном этапе работы реактора испытания ЯТ и ТВС преобладали над другими ЭИ. В дальнейшем, по мере достижения требуемых выгораний ЯТ и обоснования надежности работы штатных ТВС, основные ЭИ были направлены на изучение различных конструкционных материалов. Последние 15 лет ЭИ различных конструкционных материалов и наработка радионуклидов стали основным направлением исследований на реакторе.

Следует отметить, что в целом реактор БОР-60 всегда был востребован и активно использовался в качестве ИР. Однако, очевидно, что различные ячейки ИР имеют различную «ценность» и поэтому их частота (эффективность) использования для проведения ЭИ может существенно отличаться.

СБОР И АНАЛИЗ ИСХОДНОЙ ИНФОРМАЦИИ

Информация по всем МК и картограммам загрузки реактора БОР-60, отдельным сборкам (ТВС, ЭТВС, ВСБЭ, экспериментальным сборкам, материаловедческим пакетам, пакетам для наработки радионуклидов, РО СУЗ и т.д.) хранится в комплексе автоматизированного расчета (КАР) реактора БОР-60 [6]. Систематизация и об-

работа данной информации производится также с помощью КАР. Для упрощения анализа эффективности использования ячеек реактора и сопоставимости получаемых результатов все ЭИ считались равнозначными.

Анализ эффективности использования ячеек а.з. и БЭ реактора БОР-60 позволяет

- определить ячейки, которые наиболее часто использовались для проведения ЭИ;

- выявить отдельные ячейки и локальные зоны, в которых ЭИ не проводились;

- определить, какие факторы влияют на привлекательность ячейки с точки зрения проведения ЭИ;

- повысить эффективность использования экспериментальных возможностей реактора,

- использовать полученные выводы для оптимизации размещения РО СУЗ и экспериментальных каналов в проектируемых ИР на быстрых нейтронах.

Эффективность использования ячеек реактора БОР-60

Результаты выполненного анализа показали, что из 258 ячеек реактора БОР-60 за 40 лет эксплуатации 88 ячеек ни разу не использовались для проведения ЭИ, т.е. треть всех ячеек реактора не была востребована для ЭИ. Следует отметить, что в а.з. и первом ряду БЭ, т.е. в области с наивысшей F_n и «жестким» Sn , таких ячеек практически нет. Исключение составляют одна ячейка первого ряда (A31) и шесть ячеек шестого ряда (№ 19). Ячейка A31 расположена в центре а.з. рядом с РО РР2 (рис. 1), а ячейки № 19 используются для перераспределения (регулирования) давления между камерами высокого и низкого давления за счет использования удлиненных хвостовиков сборок, устанавливаемых в данные ячейки.

В седьмом ряду реактора из 42 ячеек не использовалось девять (~21%), в восьмом и девятом рядах из 48 ячеек – 36 (75%).

На рисунке 8 приведена зависимость коэффициента использования ячеек ($K_{ЭИ}$) = = число МК, в которых ячейка использовалась для ЭИ / все МК) реактора БОР-60 по радиусу; на рис. 9 – зависимость среднего $K_{ЭИ}$ реактора БОР-60 по рядам.

Из представленных рисунков видно, что для проведения ЭИ в реакторе БОР-60

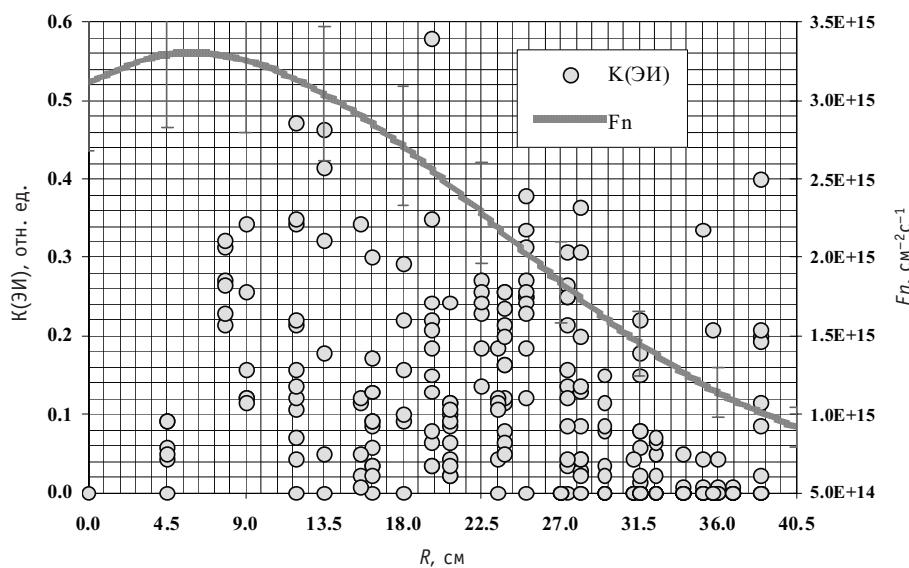


Рис. 8. Коэффициенты использования ячеек по радиусу реактора

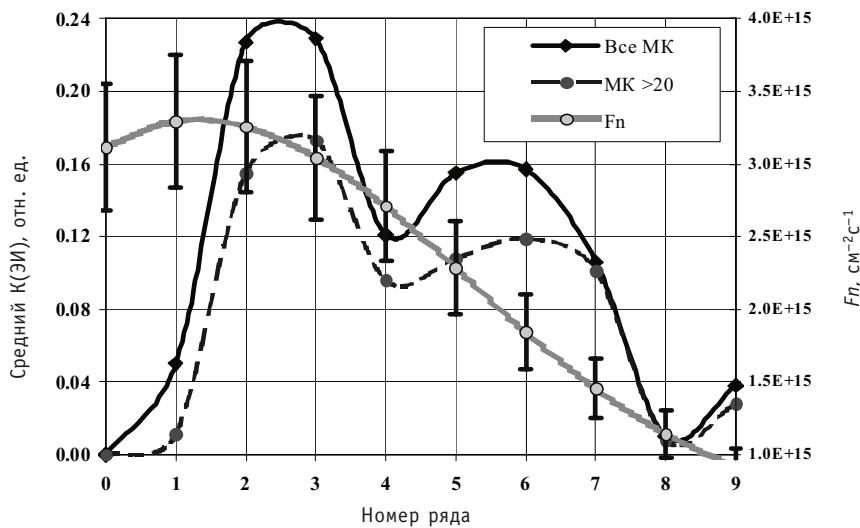


Рис. 9. Средние коэффициенты использования ячеек по рядам реактора

- наиболее активно использовались ячейки второго и третьего рядов ($F_n = 2.6 - 3.6 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$);
- ячейки четвертого ($F_n = 2.3 - 3.1 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$) и седьмого рядов ($F_n = 1.3 - 1.7 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$) применялись в два раза реже;
- достаточно активно использовались ячейки пятого-шестого рядов ($F_n = 1.6 - 2.5 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$);
- ячейки первого и восьмого рядов практически не использовались;
- средний показатель использования ячеек девятого ряда выше, чем восьмого ряда, за счет активного использования ячейки Г01.

Эффективность использования отдельных ячеек реактора БОР-60 (коэффициент использования ячеек – К(ЭИ)) приведена на рис. 10.

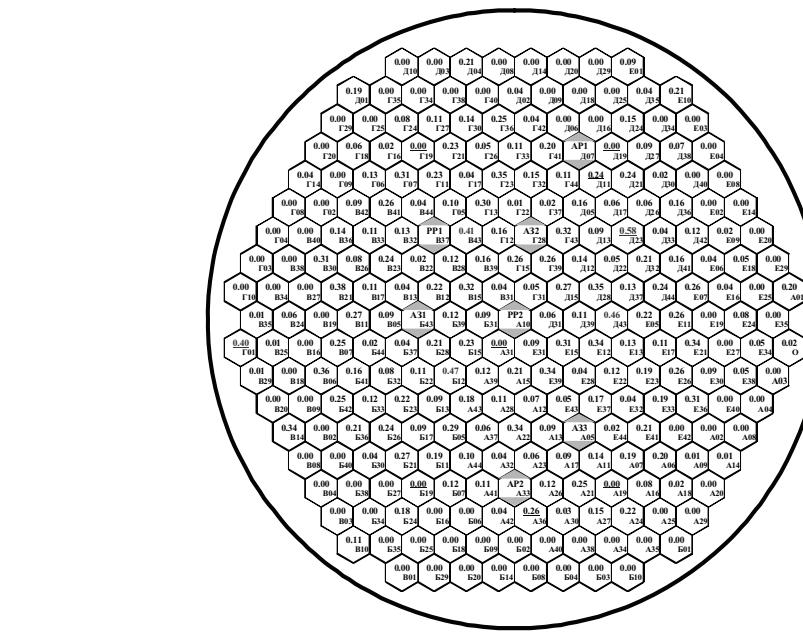


Рис. 10. Коэффициенты использования ячеек по рядам реактора

Из представленных данных видно, что центральная область а.з. (первый ряд – ячейки № 31) с наиболее высокими значениями Fn ($2.9\text{--}3.7 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{s}^{-1}$) практически не использовалась для проведения ЭИ. Только первые пять лет данные ячейки иногда применялись для облучения отдельных ЭТВС. Данное обстоятельство связано с тем, что в центральной ячейке реактора БОР-60 расположен стержень РР2, вносящий существенную радиальную (рис. 4) и аксиальную неравномерность в распределение потока нейтронов, которая к тому же изменяется в течение МК во время извлечения РР2 из а.з.

Провал в четвертом ряду ($K(\text{ЭИ})=0.12$), который относится к а.з. и имеет более высокую Fn , чем в пятом ряду, связан с наличием стержней СУЗ в данном ряду и в соседних ячейках (третий ряд), а также инструментированной ячейки Д23 (пятый ряд). В целом эффективность использования ячеек, окружающих стержни СУЗ и ячейку Д23, была существенно ниже, чем других аналогичных ячеек реактора БОР-60.

Как и следовало ожидать инструментированная ячейка Д23 (центр ячейки соответствует $R=19.6 \text{ см}$, $Fn = 2.3\text{--}2.7 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{s}^{-1}$) использовалась для проведения ЭИ гораздо чаще ($K(\text{ЭИ})=0.58$) любой другой ячейки реактора БОР-60, хотя в ней Fn значительно ниже, чем в центре а.з. (рис. 4), а радиальный коэффициент неравномерности по ячейке достаточно велик (1.06–1.10 отн.ед.). Ячейки № 23 также использовались чаще (средний $K(\text{ЭИ})=0.25$), что связано с отработанной методикой проведения ЭИ, когда в ячейке Д23 проводятся методические ЭИ, а затем исследуемая сборка переставляется в симметричную ячейку (№ 23) для дальнейшего облучения. Исключением является только ячейка А23 ($K(\text{ЭИ})=0.06$), которая расположена рядом с РО АР2.

В течение МК стержень АР постоянно перемещается в пределах рабочего хода, что существенно влияет на распределение характеристик в соседних ячейках. На рисунке 11 приведено аксиальное распределение Fn в соседней с АР ячейке в зависимости от расположения стержня в а.з.

Последние два ряда (8 и 9) БЭ реактора БОР-60 использовались для проведения ЭИ редко из-за низкого значения плотности потока нейтронов ($Fn < 1.3 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{s}^{-1}$), а активное использование ячейки Г01 ($K(\text{ЭИ})=0.40$, $Fn = 0.7\text{--}1.0 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{s}^{-1}$) связано с созданием особых условий облучения (смягчение Sn) в данной

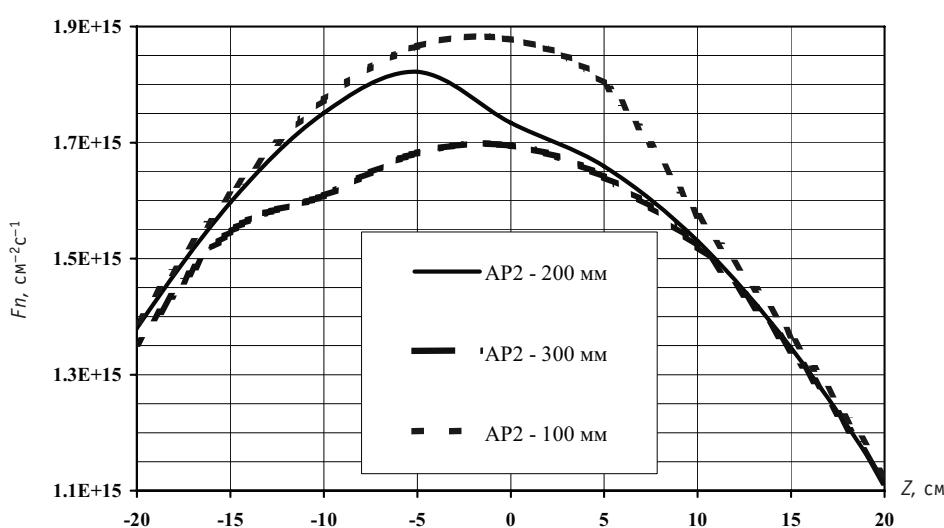


Рис. 11. Аксиальное распределение плотности потока нейтронов в ячейке рядом с АР.
Z=0 соответствует ЦПАЗ

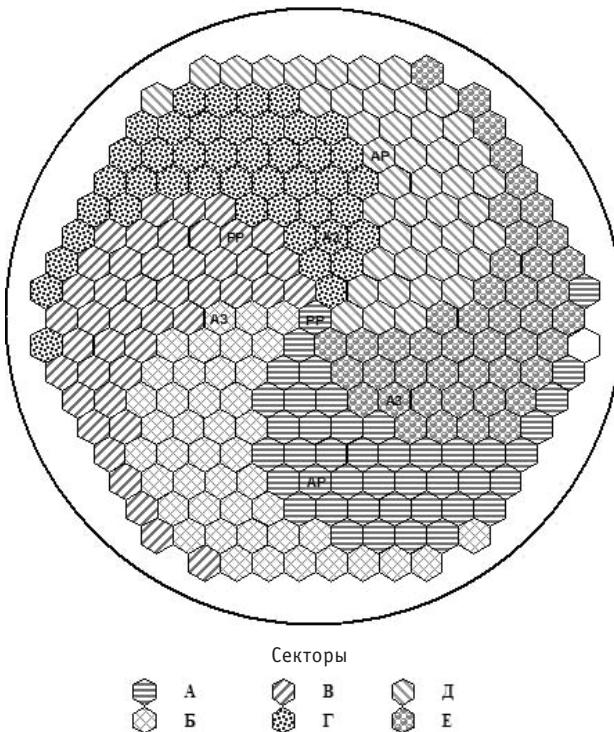


Рис. 12. Разбивка картограммы загрузки реактора БОР-60 на секторы

ячейке. Однако при этом три соседние ячейки с расположеннымными в них сборками с гидридом циркония стали не доступны для проведения ЭИ.

Картограмма загрузки реактора БОР-60 условно разбита на шесть равных и симметричных секторов, обозначенных литерами А, Б, В, Г, Д и Е (рис. 12). Анализ эффективности использования ячеек для проведения ЭИ в данных секторах показал, что секторы В–Е использовались практически одинаково (средний К(ЭИ) = $= 0.111 \pm 0.05$), а секторы А и Б – реже (средний К(ЭИ) = 0.088 ± 0.03).

Отмеченное различие в использовании секторов возможно связано с известной особенностью восприятия человеком рисунка, в данном случае картограммы загрузки реактора БОР-60. Зрительно человек лучше воспринимает верхнюю часть картограммы, куда затем чаще и ставятся экспериментальные сборки, что соответствует композиционному закону воздействия «тяжелый низ и легкий верх», т.е. «условный приоритет верхней части листа над нижней».

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенный статистический анализ частоты использования ячеек реактора БОР-60 для проведения экспериментальных исследований показал, что

- из 258 ячеек реактора 88 не использовались;
- чаще использовались ячейки а.з. и первого ряда БЭ;
- наиболее часто использовались инструментированная ячейка (Д23) и ее аналоги (ячейки № 23), а также ячейка БЭ (Г01) со специально созданными условиями облучения;
- очень редко использовались ячейки рядом со стержнями СУЗ, особенно с теми, которые расположены в а.з. во время работы реактора, а также ячейки БЭ с плотностью потока нейтронов меньше $1.3 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$.

Следует отметить, что

- шесть ячеек (№19) на границе активной зоны не использовались только из-за необходимости иметь в них сборки с удлиненными хвостовиками, хотя другие ячейки этого ряда использовались достаточно активно;
- две ячейки (Д11 и А36), расположенные рядом с АР, имеют высокий показатель использования за счет проведения нескольких длительных облучений конструкционных материалов несмотря на существенные искажения в них нейтронных полей;
- реже использовались ячейки вокруг инструментированной ячейки Д23, которая является наиболее востребованной в реакторе.

Таким образом, выполненный статистический анализ эффективности использования ячеек реактора БОР-60 за 40 лет эксплуатации показал, что привлекательность ячейки в исследовательском реакторе на быстрых нейтронах зависит от

- значения плотности потока ($F_n > 1.3 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{s}^{-1}$) и спектра («жесткий» и промежуточный) нейтронов, их стабильности в течение кампании и равномерности распределения по ячейке;
- возможности проведения инструментированных экспериментальных исследований в on-line режиме;
- отсутствия в соседних ячейках стержней СУЗ или других экспериментальных сборок;
- наличия особых условий облучения, например, изменение спектра нейтронов или подобие параметров облучения с параметрами облучения в инструментированной ячейке.

Данные выводы должны быть учтены для более эффективного использования имеющихся возможностей реактора БОР-60 при планировании и проведении экспериментальных исследований, а также при оптимизации размещения стержней СУЗ и инструментированных ячеек (каналов) в новых проектируемых ИР на быстрых нейтронах.

Литература

1. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. НП-033-01. Утверждены постановлением Госатомнадзора России от 16 января 2002 г. №2. Введены с 1 июня 2002 г.
2. Третьяков И.Т. Исследовательские реакторы помогут укрепить имидж России. www.AtomInfo.Ru, 2008.
3. Исследовательские реакторы института и их экспериментальные возможности. Под ред. Цыканова В.А., Димитровград, 1991г.
4. Гаджиев Г.И., Ефимов В.Н., Жемков И.Ю. и др. Некоторые экспериментальные работы, выполненные на БОР-60//Атомная энергия. – 2001. – Т. 91. – Вып. 5. – С. 369-378.
5. Жемков И.Ю., Яковлева И.В., Ишунина О.В. Сборник нейтронно-физических характеристик реактора БОР-60. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2000 – 40с.
6. Жемков И.Ю. Комплекс автоматизированного расчета характеристик реакторов на быстрых нейтронах/Сб. научных трудов. Димитровград: ГНЦ НИИАР, 1996. Вып. 4. – С. 55-67.

Поступила в редакцию 20.10.11

МЕТОДИКА ЭКВИВАЛЕНТИРОВАНИЯ ПЛУТОНИЯ РАЗЛИЧНОГО ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ПРИМЕНИТЕЛЬНО К СИСТЕМНЫМ ИССЛЕДОВАНИЯМ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

Е.М. Яценко, А.Н. Чебесков, В.С. Каграманян, А.Г. Калашников
ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Предлагается упрощенная методика корректировки начального обогащения, основанная на эквивалентировании изотопов урана, плутония, америция, нептуния, кюрия по загрузке. Разработанная методика, обладая приемлемой точностью, позволяет не только корректировать обогащение, но и понизить степень неопределенности при проведении системных исследований атомной энергетики с учетом динамики изменения изотопного состава топлива при его многократном рецикле в быстрых реакторах.

Ключевые слова: изотопный состав плутония, быстрый реактор, обогащение топлива, плутониевый эквивалент, реактивность, длительность цикла.

Key words: plutonium isotopic composition, fast reactor, fuel enrichment, plutonium equivalent, reactivity, operation time.

ВВЕДЕНИЕ

Ввод первых реакторов на быстрых нейтронах будет осуществляться на плутонии, полученном в тепловых ядерных реакторах. В строящемся в России реакторе БН-800 также будет использоваться плутоний оружейного качества, освобождаемый по программе утилизации плутония. Для ввода одного блока быстрого энергетического реактора мощностью порядка 1000 МВт потребуется плутоний, накопленный в отработавшем в течение года топливе нескольких блоков тепловых реакторов или одного блока в течение всего его срока службы. Как правило, такой плутоний отличается изотопным составом из-за разной глубины выгорания и разного времени выдержки. Поэтому даже в одном блоке быстрого реактора придется использовать плутоний разного изотопного состава. В силу этого при изготовлении смешанного уран-плутониевого топлива необходимо всякий раз устанавливать взаимно однозначное соответствие между изотопным составом плутония и его содержанием в свежем топливе (начальным обогащением) с помощью проведения сложных нейтронно-физических расчетов по корректировке начального обогащения при изменении изотопного состава топлива.

© Е.М. Яценко, А.Н. Чебесков, В.С. Каграманян, А.Г. Калашников, 2012

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

Изотопный состав плутония, который может использоваться в качестве горючего для запуска реакторов на быстрых нейтронах, зависит от источника получения плутония. Возможны три такие источника: тепловые энергетические реакторы, энергетические реакторы на быстрых нейтронах и плутоний, заявленный как плутоний, не являющийся более необходимым для целей обороны [1]. Плутоний, полученный в тепловых ядерных реакторах и в активных зонах быстрых реакторов, будет содержать заметное (до 40% и более) количество высших изотопов (плутония-240, -241, -242, включая и плутоний-238). Избыточный плутоний, заявленный как плутоний, не являющийся более необходимым для целей обороны [1], характеризуется, в основном, небольшим содержанием высших изотопов плутония, менее 10% от общего количества.

Количество высших изотопов в плутонии зависит от типа реактора-наработчика, истории облучения топлива в реакторе и времени выдержки облученного топлива до переработки и выделения плутония. Кроме того, изотопный состав плутония меняется со временем его хранения. При рециклировании плутония в тепловых реакторах доля высших изотопов в плутонии увеличивается. В быстрых реакторах при рециклировании плутония доля высших изотопов уменьшается, и устанавливается равновесное состояние.

При подпитке быстрого реактора плутонием с изменяющимся изотопным составом необходимо производить корректировку начальных обогащений смешанного уран-плутониевого топлива при его изготовлении. В противном случае в ТВС, изготовленных из разных партий плутония, энерговыделение может отличаться до ~30%, а отклонение от критического состояния реактора может достигать $\pm 5\%$ $\Delta k/k$ [2, 3]. С увеличением количества высших изотопов плутония в смешанном топливе увеличиваются начальные обогащения и загрузка быстрого реактора. При этом начальные обогащения топлива и загрузка реактора могут изменяться в пределах до ~30% отн. при изменении изотопного состава плутония [2, 3]. Такой подход существенным образом усложняет технологию изготовления топлива и проведение системных расчетов баланса топливного цикла.

Поэтому возникла необходимость в упрощенной методике корректировки начального обогащения. Такая методика впервые была предложена американскими учеными Бейкером и Окрентом и основывалась на расчете коэффициентов реактивности по $K_{\text{эфф}}$ в одногрупповом приближении [4, 5]. Такой подход позволил сравнительно простым способом находить взаимно однозначное соответствие между изотопным составом плутония и начальным обогащением уран-плутониевого топлива, не производя сложных и затратных по времени нейтронно-физических расчетов реактора. Данная методика использовалась А.Н. Чебесковым применительно к быстрому реактору БН-800, и была включена в технологический процесс изготовления МОХ-топлива на нереализованном заводе Комплекс-300 [2, 6]. Несколько позже В.С. Каграманян, используя системный подход, расширил и усовершенствовал эту методику, что позволило применять ее не к отдельным реакторам, а к системе ядерной энергетики в целом [3]. Усовершенствование методики корректировки начального обогащения заключалось в расчетах в одногрупповом приближении коэффициентов реактивности с учетом выгорания, что позволило увеличить точность оценок величин начального обогащения.

Следует отметить, что сохранение реактивности реактора (сохранение величины $K_{\text{эфф}}$) на середину цикла, строго говоря, не гарантирует сохранение длительности цикла ($K_{\text{эфф}}$ на конец цикла), запаса реактивности ($K_{\text{эфф}}$ на начало цикла), распределения мощности и других характеристик реактора. Поэтому величины изменений этих характеристик и их допустимость должны проверяться отдельно.

Вследствие расширения программного обеспечения и разработки программ, позволяющих точно рассчитать коэффициенты реактивности, появилась возможность усовершенствовать существующую ранее методику корректировки начального обогащения.

В работе рассматривается усовершенствованная методика корректировки начального обогащения топлива. Ее отличие заключается в том, что расчеты проводились в многогрупповом приближении с учетом младших актинидов (МА) с использованием программы RZA [7], позволяющей в двумерной геометрии (r, z) в режиме стационарных перегрузок рассчитывать коэффициенты реактивности. Так же появилась возможность сравнить точный и приближенный расчеты. Методика основывается на сохранении реактивности реактора в режиме стационарных перегрузок при изменении изотопного состава плутония. При этом сумма тяжелых ядер в топливе сохраняется постоянной. Изменение количества любого изотопа в топливной композиции выражается через соответствующее изменение количества плутония-239, эквивалентное по влиянию на рассматриваемый функционал. При этом необходимое содержание плутония в топливе определяется из условия сохранения плутониевого эквивалента топлива, т.е. эквивалентного (по влиянию на рассматриваемый функционал реактора) количества плутония-239. Поэтому определим плутониевый эквивалент нуклида AX в зоне профилирования реактора m как количество ^{239}Pu , которое, будучи размещенным в зоне m , эквивалентно по влиянию на длительность цикла реактора 1 кг данного нуклида в этой зоне

$EAX_m = \frac{\partial T_c}{\partial MAX_m} / \frac{\partial T_c}{\partial M^{239}\text{PU}_m}$. При этом, строго говоря, для сохранения массы ТА будем считать, что добавление (изъятие) некоторой массы нуклида AX или ^{239}Pu сопровождается изъятием (добавлением) такой же массы ^{238}U .

В рассматриваемом варианте методика эквивалентирования позволяет сохранить длительность цикла реактора, что эквивалентно сохранению $K_{\text{эфф}}$ реактора на конец цикла. Кроме того, сохраняется масса тяжелых атомов (ТА) в топливной композиции при изменении в ней количества плутония или при введении в нее младших актинидов. При этом увеличение массы какого-либо нуклида сопровождается уменьшением массы урана, что учитывается при расчете плутониевого эквивалента. Также следует отметить, что расчеты проводились в области линейной зависимости $K_{\text{эфф}}$ от изменения массы нуклида в топливе.

МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ СОДЕРЖАНИЯ ПЛУТОНИЯ В НАЧАЛЬНОЙ ЗАГРУЗКЕ ТОПЛИВА, ОСНОВАННАЯ НА ПОНЯТИИ ПЛУТОНИЕВОГО ЭКВИВАЛЕНТА

Будем считать, что топливо реактора содержит в общем случае плутоний, уран и МА. При этом известен базовый состав топлива, обеспечивающий заданную длительность цикла реактора T_{c0} (эффективное время работы реактора на номинальной мощности между перегрузками), т.е. известны массовые проценты плутония, урана и МА в топливе, а также изотопный состав плутония, урана и нуклидный состав МА. Принимаем, что массовая доля и нуклидный состав МА известны (заданы), а суммарная масса тяжелых атомов в топливе сохраняется при изменении его состава. Требуется определить массовый процент плутония в топливе другого состава, в котором изотопные составы и содержания указанных компонент отличаются от базового.

Предположим, что длительность цикла реактора является функцией многих переменных и зависит от масс урана, плутония и МА, взятых со складов и находящихся в топливе на момент загрузки в реактор, как $T(MUAX, MPAX, MMAX)$.

Разложив выражение для длительности цикла реактора в ряд Тейлора в зависимости от масс нуклидов в зоне m и предположив, что при относительно небольших изменениях изотопного состава можно ограничиться членами первого порядка, получим

$$T_c = T_{c0} + \sum_{AX} \frac{\partial T_c}{\partial MPAAX_m} \Delta(MPAAX_m) + \sum_{AX} \frac{\partial T_c}{\partial MUAX_m} \Delta(MUAX_m) + \sum_{AX} \frac{\partial T_c}{\partial MMAAX_m} \Delta(MMAX_m).$$

$MZAX_m$ – массы нуклидов AX , взятых со складов plutония ($Z=P$), урана ($Z=U$) и МА ($Z=M$) и находящихся в топливе на момент загрузки в реактор; \sum_{AX} – суммирование по всем нуклидам (ТА), взятым с данного склада, за исключением ^{238}U .

Из условия сохранения длительности цикла можно записать

$$\sum_{AX} \frac{\partial T_c}{\partial MPAAX_m} \Delta(MPAAX_m) + \sum_{AX} \frac{\partial T_c}{\partial MUAX_m} \Delta(MUAX_m) + \sum_{AX} \frac{\partial T_c}{\partial MMAAX_m} \Delta(MMAX_m) = 0.$$

Поделив теперь обе части полученного уравнения на $\frac{\partial T_c}{\partial MP39Pu}$ и записав $\Delta(MZAXR_m)$ в виде $\Delta(MZAXR_m) = MZAX_m - MZAX_{m0}$, получим

$$\sum_{AX} EAX_m \cdot MPAAX_m + \sum_{AX} EAX_m \cdot MUAX_m + \sum_{AX} EAX_m \cdot MAX_m = \sum_{AX} EAX_m \cdot MAX_{m0},$$

где $EAX_m = \frac{\partial T_c}{\partial MAX_m} / \frac{\partial T_c}{\partial MP39PU_m}$ – plutониевый эквивалент нуклида AX в зоне m (предварительно рассчитывается для реактора с базовым составом и задается, $m = 1, 2, \dots, M$); MAX_{m0} – масса нуклида AX в зоне m базового варианта реактора.

Поделим левую и правую части уравнения на массу ТА в зоне m и умножим на 100, а также представим каждый член в виде

$$\sum_{AX} \frac{MZAX_m}{MTA_m} \cdot 100 \cdot \frac{\sum_{AX} EAX_m \cdot MZAX_m}{\sum_{AX} MZAX_m}.$$

Получим

$$PP_m \cdot EP_m + PU_m \cdot EU_m + PM_m \cdot EM_m = E_{0m},$$

где $PZ_m = \frac{\sum_{AX} MZAX_m}{MTA_m} \cdot 100$ – массовый % plutония ($Z = P$), урана ($Z = U$) и МА ($Z = M$) в тяжелом металле зоны m .

$$EZ_m = \frac{\sum_{AX} EAX_m \cdot MZAX_m}{\sum_{AX} MZAX_m} \quad \text{– plutониевый эквивалент 1 кг компоненты } Z.$$

$E_{0m} = \frac{100}{MTA_m} \cdot \sum_{AX} EAX_m \cdot MAX_{m0}$ – plutониевый эквивалент топлива зоны m с базовым составом, умноженный на 100 (предварительно рассчитывается и задается, $m = 1, 2, \dots, M$).

Принимая во внимание, что из условия сохранения массы ТА

$$PU_m = (100 - PP_m - PM_m),$$

уравнение можно переписать в следующем виде:

$$PP_m \cdot EP_m + (100 - PP_m - PM_m) \cdot EU_m + PM_m \cdot EM_m = E_{0m}.$$

Используя это уравнение, получим следующее выражение для содержания (в % вес.) плутония:

$$PP_m = \frac{E_{0m} - (100 - PM_m) \cdot EU_m - PM_m \cdot EM_m}{EP_m - EU_m},$$

$$EZ_m = \frac{\sum_{AX} EAX_m \cdot MZAX_m}{\sum_{AX} MZAX_m}, \quad Z = \{U, P\}.$$

ОЦЕНКА ТОЧНОСТИ РАСЧЕТА ПОТРЕБЛЕНИЯ ПЛУТОНИЯ РАЗЛИЧНОГО СОСТАВА РЕАКТОРАМИ БН ПО МЕТОДИКЕ ПЛУТОНИЕВОГО ЭКВИВАЛЕНТА БЕЗ УЧЕТА МА

Оценка точности методики плутониевого эквивалента по загрузке была выполнена на примере расчета годового потребления плутония различного изотопного состава реактором БН-800, имеющим трехзонную активную зону с длительностью цикла 3528 эффективных часов и трехгодичный топливный цикл ТВС [8]. Использовались три состава плутония: базовый состав без учета МА, который представляет собой типичный референсный изотопный состав энергетического плутония, содержащегося в ОЯТ легководных реакторов, плутоний «оружейного качества» с высоким содержанием Pu-239 («чистый плутоний») и рециклированный плутоний, который представляет собой плутоний, выгруженный из реактора ВВЭР с урановым оксидным топливом и прошедший одинократный рецикл в составе MOX-топлива («грязный плутоний») [9, 10].

Составы «чистого плутония» и «грязного плутония» приведены в табл. 1. Здесь же приведен базовый состав плутония, с которым проводились расчеты реактора БН-800 [9, 10].

Изотопный состав плутония, % масс.

Таблица 1

Изотоп	«Чистый плутоний»	Базовый состав	«Грязный плутоний»
Pu-238	0,02	0,5	1,9
Pu-239	93,94	60,0	43,2
Pu-240	5,81	24,5	28,5
Pu-241	0,18	10,9	16,2
Pu-242	0,03	4,1	9,4
Am-241	0,02	–	0,8

Как видно из таблицы, «чистый плутоний» и «грязный плутоний» отличаются от базового в различные стороны по содержанию высших изотопов, т.е. в данной работе был рассмотрен широкий диапазон изменения изотопного состава.

В качестве иллюстративного варианта по программе RZA [7] в двумерной геометрии (r, z) для реактора БН-800 с базовым составом плутония были посчитаны плутониевые эквиваленты по загрузке для различных нуклидов. Результаты расчета плутониевых эквивалентов по загрузке по зонам профилирования реактора БН-800 представлены в табл. 2.

Следует отметить, что ежегодный расход плутония базового состава при работе одного реактора БН-800 в стационарном режиме составляет 1821 кг.

Таблица 2

**Плутониевые эквиваленты по загрузке нуклидов
в реакторе БН-800**

Нуклид	Номер зоны	Плутониевый эквивалент	Нуклид	Номер зоны	Плутониевый эквивалент
U-234	1	0,050	Am-241	1	-0,066
	2	0,057		2	-0,045
	3	0,053		3	-0,052
U-235	1	0,805	Am-242m	1	2,107
	2	0,818		2	2,261
	3	0,811		3	2,550
U-236	1	-0,077	Am-243	1	-0,0279
	2	-0,049		2	0,0652
	3	-0,017		3	0,0619
Pu-238	1	0,694	Cm-242	1	0,499
	2	0,679		2	0,495
	3	0,677		3	0,465
Pu-239	1	1	Cm-244	1	0,481
	2	1		2	0,468
	3	1		3	0,421
Pu-240	1	0,274	Cm-245	1	2,0506
	2	0,269		2	2,0613
	3	0,234		3	2,0266
Pu-241	1	1,219	Cm-246	1	0,162
	2	1,266		2	0,195
	3	1,297		3	0,193
Pu-242	1	0,055	Np-237	1	0,0493
	2	0,086		2	0,0615
	3	0,098		3	0,0852

С использованием плутониевых эквивалентов, приведенных в табл. 2, в соответствии с методикой определения содержания плутония в начальной загрузке топлива определены ежегодные загрузки реактора БН-800 с плутонием различного состава, соответствующие загрузкам плутония базового состава.

При этом считается, что сырьевым материалом в топливной композиции во всех случаях является обедненный уран с содержанием ^{235}U , равным 0,4%. Для оценки погрешности в этих загрузках с помощью расчетов по программе RZA были вычислены точные значения загрузок, обеспечивающие указанную длительность цикла.

Таким образом, загрузка, вычисленная по предложенной методике, для «чистого плутония» и «грязного плутония» составила 1535,7 и 2012,5 кг, в то время как загрузка, полученная из детальных нейтронно-физических расчетов, составила 1535,5 и 2012,2 кг соответственно.

Как видно из полученных результатов, ежегодный расход плутония, вычисленный с помощью методики плутониевого эквивалента, во всех рассмотренных случаях

очень хорошо согласуется с более точными расчетами (максимальная погрешность не превышает 0,2%) для широкого диапазона изменения изотопного состава.

В данной работе были оценены другие функционалы реактора, такие как величина $K_{\text{эфф}}$ и распределение мощности.

В таблице 3 приведены величины $K_{\text{эфф}}$ реактора, полученные по программе RZA при использовании плутония разного изотопного состава в свежем топливе.

Таблица 3

Величины $K_{\text{эфф}}$

	«Чистый плутоний»	Базовый состав	«Грязный плутоний»
$K_{\text{эфф}}$ на начало цикла / $\Delta\rho$ %	1,0437 / 0,0940	1,0427	1,0435 / 0,0720
$K_{\text{эфф}}$ на конец цикла / $\Delta\rho$ %	1,0134 / -0,0014	1,0134	1,0134 / -0,0016

Из таблицы видно, что величины $K_{\text{эфф}}$ в конце цикла реакторов с плутонием оружейного качества и плутонием ВВЭР практически совпадают с величиной $K_{\text{эфф}}$ реактора с плутонием базового состава, что свидетельствует о достаточной точности выведения $K_{\text{эфф}}$ на требуемое значение. При этом максимальное изменение запаса реактивности на начало цикла по сравнению в базовым реактором, равное $\Delta\rho = [(K_i - K_0)/K_0 K_i] \cdot 100\%$ для реакторов с плутонием оружейного качества и с плутонием ВВЭР, не превышает 0,1%, т.е. запас реактивности, который должен быть скомпенсирован стержнями СУЗ, практически не изменяется. Здесь $K_i - K_{\text{эфф}}$ реактора с плутонием, отличным от базового, $K_0 - K_{\text{эфф}}$ реактора с базовым составом.

На рисунке 1 приведены проинтегрированные по высоте распределения мощности по радиусу активной зоны на начало и конец цикла для всех случаев загрузок.

Из рисунка видно, что радиальные распределения мощности в реакторе с плутонием различного состава также практически совпадают.

ОЦЕНКА ТОЧНОСТИ РАСЧЕТА ПОТРЕБЛЕНИЯ ПЛУТОНИЯ РАЗЛИЧНОГО СОСТАВА РЕАКТОРАМИ БН ПО МЕТОДИКЕ ПЛУТОНИЕВОГО ЭКВИВАЛЕНТА В ПРИСУТСТВИИ МА

Рассмотрен вариант присутствия МА в начальной загрузке реактора в количестве 5% от полной массы ТА.

Были рассмотрены два состава МА. Один соответствует актинидам, нарабатываемым реактором БН-800, и получен с помощью расчетов по программе RZA, а

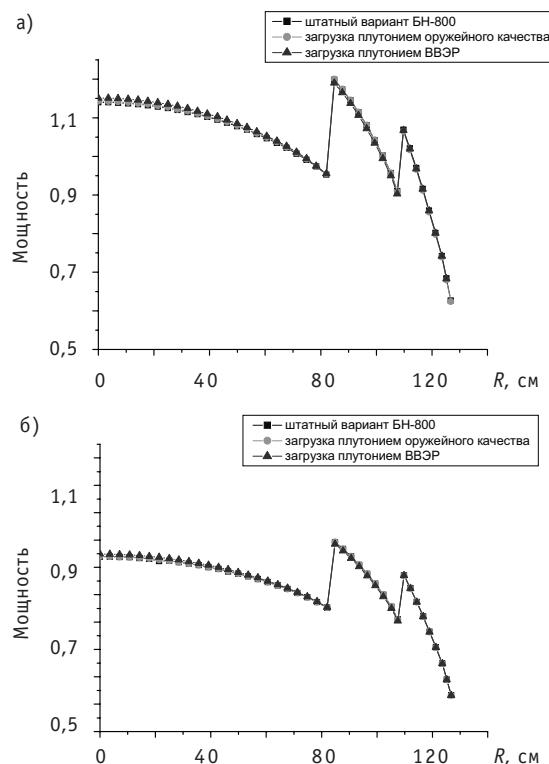


Рис. 1. Распределение мощности: а) на начало цикла; б) на конец цикла

Таблица 4

Изотопный состав МА, % вес.

Элемент	БН-800	ВВЭР-1000 на урановом топливе
Np-237	3,08	52,49
Am-241	85,84	32,84
Am-242m	0,15	0,041
Am-243	10,17	11,41
Cm-242	0,002	0,0033
Cm-243	0,017	0,0306
Cm-244	0,7	2,99
Cm-245	0,04	0,192
Cm-246	0,001	0,00311

второй – актинидам, нарабатываемым в реакторе ВВЭР-1000 на урановом топливе [10]. Составы МА с учетом четырехлетней выдержки облученного топлива до переработки представлены в табл. 4.

С помощью плутониевых эквивалентов и в соответствии с методикой определения содержания плутония в начальной загрузке топлива были определены приближенные ежегодные загрузки реактора БН-800 в присутствии МА двух типов и точные значения загрузок, обеспечивающие указанную длительность цикла.

Загрузки «чистым плутонием» и «грязным плутонием» в присутствии МА, нарабатываемых в реакторе БН, вычисленные с помощью детальных нейтронно-физических расчетов, составили 1551,0 и 2024,3 кг соответственно, в то время как загрузки, определенные с помощью предложенной методики, составили 1552,6 и 2037,8 кг соответственно.

Полученные с помощью детальных нейтронно-физических расчетов загрузки «чистым плутонием» и «грязным плутонием» в присутствии МА, нарабатываемых в реакторе ВВЭР на урановом топливе составили 1535,1 и 2041,6 кг соответственно, в то время как загрузки, определенные с помощью предложенной методики, составили 1523,1 и 1999,1 кг соответственно.

Из полученных результатов видно, что в присутствии собственных МА в топливе реактора БН-800 в количестве 5% от массы ТА согласие между приближенными и точными значениями загрузок для обоих крайних составов плутония остается хорошим (расхождение не превышает 1%). Добавление в топливо такого же количества МА, выгруженных из реактора ВВЭР-1000 на урановом топливе, несколько ухудшает согласие. Максимальная ошибка в загрузке составляет 2,1%. При необходимости уменьшение погрешности может быть достигнуто использованием в качестве базового состава топлива с присутствием определенного количества МА.

В таблицах 5 и 6 приведены величины $K_{\text{эфф}}$ реактора, полученные по программе RZA для базовой и уточненных загрузок с плутонием другого состава в присутствии МА различных составов.

Как видно из результатов, приведенных в табл. 5 и 6, в присутствии актинидов в топливе запас реактивности в начале цикла по сравнению с базовым вариантом реактора уменьшается на (0,3–1,2)% в зависимости от состава актинидов и плутония, что создает более благополучные условия для компенсации избыточной реактивности стержнями СУЗ.

Таблица 5

Величины $K_{\text{эфф}}$ в присутствии 5% МА, нарабатываемых в реакторе БН-800

	«Чистый плутоний»	Базовый состав	«Грязный плутоний»
$K_{\text{эфф}}$ на начало цикла/Δρ %	1,0356 / -0,662	1,0427	1,0356 / -0,662
$K_{\text{эфф}}$ на конец цикла/Δρ %	1,0134 / 0,0032	1,0134	1,0135 / 0,0037

Таблица 6

Величины $K_{\text{эфф}}$ в присутствии 5% МА, нарабатываемых в реакторе ВВЭР-1000

	«Чистый плутоний»	Базовый состав	«Грязный плутоний»
$K_{\text{эфф}}$ на начало цикла/Δρ %	1,0350 / -0,716	1,0427	1,0393 / -0,319
$K_{\text{эфф}}$ на конец цикла/Δρ %	1,0134 / -0,003	1,0134	1,0137 / 0,028

На рисунках 2 и 3 приведены проинтегрированные по высоте распределения мощности по радиусу активной зоны на начало и конец цикла для различных вариантов загрузок в присутствии актинидов, нарабатываемых в реакторе БН-800 и ВВЭР-1000.

Из рисунков 2 и 3 видно, что радиальные распределения мощности в реакторе с плутонием различного состава в присутствии в топливе МА в количестве 5 % от массы ТА имеют небольшие отличия в центре активной зоны. Максимальные отличия от базового варианта составляют – 1,1% +1,9%. При этом максимальные значения мощности, которые реализуются на внутренней границе средней зоны профилирования, практически совпадают для всех составов загружаемого топлива.

ВЫВОДЫ

1. На основании нейтронно-физических расчетов в многогрупповом приближении разработана методика упрощенной корректировки начального обогащения плутониевого топлива при изменении его изотопного состава с учетом не только основных изотопов плутония, но и младших актинидов.
2. Предложенная методика, основанная на использовании рассчитанных коэффициентов эквивалентирования, позволяет довольно быстро и с приемлемой точностью корректировать обогащение по плутонию в свежем топливе быстрого ре-

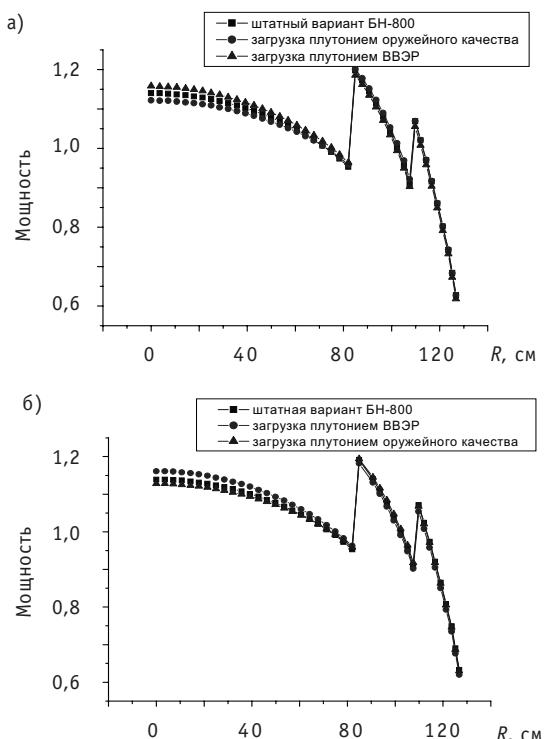


Рис. 2. Распределение мощности в присутствии актинидов, нарабатываемых в реакторе БН-800: а) на начало цикла; б) на конец цикла

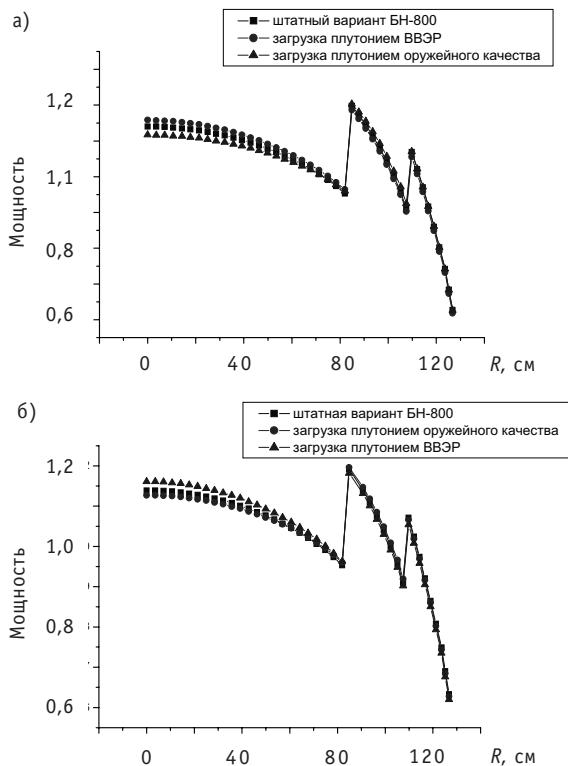


Рис. 3. Распределение мощности, в присутствии актинидов, нарабатываемых в реакторе ВВЭР-1000:
а) на начало цикла; б) на конец цикла

младших актинидов, нарабатываемых в реакторах БН, расхождение по рассчитанной массе загружаемого плутония остается в пределах 1%, а для младших актинидов, нарабатываемых в реакторах ВВЭР, – около 2%. Таким образом, полученные расхождения по рассчитанной массе обеспечивают достаточную точность для проведения системных исследований. Что касается корректировки начального обогащения загружаемого топлива в случае введения в его состав младших актинидов, нарабатываемых в реакторах ВВЭР, необходимы дополнительные исследования для повышения точности предложенной расчетной методики.

Литература

- Соглашение между Правительством Российской Федерации и Правительством Соединенных Штатов Америки «Об утилизации плутония, заявленного как плутоний, не являющийся более необходимым для целей обороны, обращении с ним и сотрудничестве в этой области» от 1 сентября 2000 г.
- Чебесков А.Н., Матвеев В.И., Колосков Б.В. Характеристики быстрого реактора-бридера при использовании плутония из тепловых реакторов // Семинар по проблемам физики ядерных реакторов, «Волга-1979». – Москва, 1979. – С.25.
- Каграманян В.С. Энергетическая ценность изотопов плутония в топливном балансе системы быстрых реакторов / Сб. тез. V Всесоюзного семинара по проблемам физики реакторов. – Москва, 1987.
- Baker A.R. and Ross R.W. Comparison of the value of plutonium and uranium isotopes in fast reactors // ANL-6792. – 1963. – С. 329.*
- Okrent A.R. and Ross R.W. Comparison of the value of plutonium and uranium isotopes in fast reactors // ANL-6792. – 1963. – С.329.*

актора в зависимости от изотопного состава загружаемого топлива и применять рассчитанные коэффициенты эквивалентирования в системных исследованиях ЯЭ.

3. Расчетные оценки, сделанные по данной методике для реактора БН-800, показали, что при изменении состава загружаемого топлива в широком диапазоне, когда доля высших изотопов плутония меняется от 6 до 57%, расхождение по рассчитанной массе загружаемого плутония не превышает 1% по сравнению с точным нейтронно-физическими расчетом реактора. Запас реактивности реактора на начало цикла и распределение мощности в активной зоне практически не изменяются по сравнению с аналогичными характеристиками для реактора с базовым составом плутония.

4. В случае введения в состав загружаемого топлива количества младших актинидов до 5% от полной массы тяжелых атомов для

6. Chebeskov A.N., Matveev V.I., Koloskov B.V. Physics Features of Fast Reactor while Fed by Plutonium Produced in Thermal Reactors/In Proc. of the Intern: Conference on the Physics of Reactors, «Physor90». – Marcel, France, 1990.
7. Артемьев Н.И. и др. RZA-комплекс программ многогруппового двумерного расчета в областях замедления и термализации нейтронов с учетом выгорания/Препринт ФЭИ-1679. – Обнинск, 1985.
8. Fast reactor database /IAEA-TECDOC-866. – Vienna, Austria, February 1996.
9. Criteria for safe storage of plutonium metals and oxides /DOE-STG-3013-94, December, 1994.
10. Герасимов А.С., Зарыцкая Т.С., Рудик А.П. Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 575 с.

Поступила в редакцию 14.09.2011

ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС АНАЛИЗА СОСТОЯНИЯ СВРК И ПРЕДСТАВЛЕНИЯ ИНФОРМАЦИИ О СОСТОЯНИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 «КАРУНД»

Р.Р. Алыев, С.Т. Лескин

Обнинский институт атомной энергетики филиал НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



На основе алгоритмов [2, 3] разработан программный комплекс КАРУНД, функциями которого является контроль за состоянием измерительной системы ВРК, программного обеспечения СВРК, активной зоны реактора ВВЭР-1000 и предоставление в наглядном виде информации оператору. Приведены основные режимы работы программы. Частично описан интерфейс программного комплекса КАРУНД и некоторые результаты.

Ключевые слова: состояние активной зоны реактора, канал нейтронных измерений (КНИ), система внутриреакторного контроля (СВРК), датчик прямого заряда, ДПЗ.

Key words: channel neutron measurements, in-core monitoring system, self-powered detector, SPD, RMC, ICMS.

ПРЕДПОСЫЛКИ СОЗДАНИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА «КАРУНД»

Одной из основных систем в составе АСУ ТП энергоблока ВВЭР-1000 атомной станции (АС) является система внутриреакторного контроля (СВРК). С конца 60-х – начала 70-х гг. прошлого века, когда была создана система контроля активной зоны первого поколения для ВВЭР-440 – РПН2-04 [1], системы внутриреакторного контроля прошли несколько этапов развития. В новых проектах энергоблоков с ВВЭР значительно расширены функциональные возможности СВРК вместе с повышением требований к надежности ее функционирования. В связи с этим необходима разработка новых или усовершенствованных методов и видов комплексных испытаний и контроля СВРК с применением современных информационных технологий [1]. Расширение функциональных возможностей СВРК, неминуемо, приводит к увеличению объема информации, который необходимо обрабатывать как специалистам, осуществляющим наладку и анализ работоспособности системы, так и операторам, контролирующими состояние реакторной установки. Поэтому вопрос обработки и представления информации СВРК является актуальным.

Подобные рассуждения стали предпосылкой для создания алгоритмов представления состояния активной зоны и работоспособности СВРК [2, 3], на основе которых разработан программный комплекс КАРУНД.

© Р.Р. Алыев, С.Т. Лескин, 2012

Для проверки достоверности рассчитываемых СВРК полей энерговыделения (ЭВ) применяются методы, описанные в [4, 5]. Они основаны на анализе поведения либо интегральных, либо локальных параметров, характеризующих состояние активной зоны (Kq – коэффициент неравномерности ЭВ по кассетам, Kv – то же по объему активной зоны, $OFFSET$ – разность ЭВ в верхней и нижней частях активной зоны, отнесенная к полному ЭВ в активной зоне, $OFED$ – то же, но только по показаниям ДПЗ).

Существующая система представления информации о состоянии активной зоны на энергоблоках с реакторами ВВЭР-1000 не исключает ошибок при ее интерпретации. Отображение параметров осуществляется с использованием цветовой схемы с малой дискретностью: нормальное состояние – один цвет, предупредительная сигнализация – второй цвет и аварийная уставка – третий. Такое представление информации не отражает динамику процессов в активной зоне, например, увеличение температуры на выходе из ТВС выше допустимого значения, падение поглощающих стержней системы управления и защиты (ПС СУЗ).

При разработке алгоритмов программного комплекса КАРУНД был выбран иной подход к обработке, интерпретации и представлению информации о состоянии измерительной системы, программного обеспечения (ПО) СВРК и активной зоны ВВЭР-1000.

ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС «КАРУНД»

Программный комплекс КАРУНД реализован на языке Borland C++ Builder и предназначен для работы на платформе IBM PC под управлением операционной системы семейства Windows®. Применение методов объектно-ориентированного программирования для написания функций программы позволяет легко реализовать ее алгоритмы на платформе под управлением операционной системы семейства *nix, на которой работает ПО СВРК.

Программный комплекс обеспечивает выполнение следующих основных функций:

- обращение к базе данных СВРК ВВЭР-1000 (к текущей, архиву);
- считывание параметров, необходимых для работы программы из базы данных СВРК;
- обработка показаний ДПЗ и ТП СВРК и выявление недостоверных показаний, не обнаруженных системой;
- определение отклонений в состоянии активной зоны, обусловленных физическим процессом;
- считывание данных нейтронно-физического расчета активной зоны для текущей или предыдущих топливных кампаний РУ ВВЭР-1000;
- выполнение сравнительного анализа различного ПО СВРК и оценка необходимости корректировки коэффициентов физической модели;
- предоставление в наглядной форме оперативному персоналу информации о состоянии активной зоны РУ ВВЭР-1000 и ПО СВРК.

В зависимости от задачи и режима работы в программном комплексе используются следующие исходные данные: а) массив линейного ЭВ по показаниям ДПЗ [$\text{МВт}/\text{м}$]; б) массив температуры на выходе из активной зоны по показаниям ТП [$^{\circ}\text{C}$]; в) массив восстановленного СВРК поля относительного ЭВ; г) массив расчетных относительных ЭВ по программе нейтронно-физического расчета, например, БИПР-7А.

Для анализа состояния измерительной системы ВРК в программном комплексе используется метод из работы [3]. В соответствии с ним состояние измеритель-

ной системы представляется совокупностью K векторов $\{\bar{X}_i\}$ (K – число КНИ в активной зоне), компоненты каждого из них – ЭВ по показаниям измерительной системы ($N = 7$). С помощью линейного преобразования

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

векторы $\{\bar{X}_i\}$ представляются в ортогональной системе координат базисных векторов, которые определяются из уравнения

$$R \cdot \bar{\Phi}_j = \lambda_j \bar{\Phi}_j. \quad (2)$$

Преобразование (1) в распознавании образов называется разложением Каруна-Лоэва. C_{ij} – коэффициенты разложения; R – корреляционная матрица, оцененная по выборке $[K, N]$; $\bar{\Phi}_j$ и λ_j – собственные векторы и собственные значения корреляционной матрицы. Представлением исходного вектора измерений \bar{X}_i в новой системе координат будут коэффициенты разложения

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

где Φ' – транспонированная матрица преобразования.

Основная идея рассматриваемого преобразования заключается в том, что разложение минимизирует среднеквадратичную ошибку при использовании лишь конечного числа базисных векторов.

В новой системе координат (первых двух главных компонентах) состояние активной зоны и измерительной системы СВРК в отсутствие аномалий представляется достаточно компактным множеством (классом). При этом ошибка описания будет минимальной. Появление измерений, не входящих в этот класс, определяется либо недостоверными показаниями измерительной системы, либо проявлением локального физического процесса. Отклонения в состоянии определяются с доверительной вероятностью 95%, что изначально заложена в свойствах используемого в алгоритмах принципа распознавания образов [6–8].

Анализ состояния ПО СВРК выполняется с использованием того же разложения (1). Базисные векторы определяются по корреляционной матрице, компонентами которой являются векторы восстановленного СВРК поля ЭВ, рассчитанные по одной из программ нейтронно-физического расчета значения ЭВ (эталонное поле) в тех же точках. Евклидово расстояние между значениями восстановленного и эталонного поля ЭВ в одинаковых точках в новой системе координат и определяет состояние ПО СВРК [3].

Представление информации о состоянии активной зоны реакторов ВВЭР-1000 [2] позволяет осуществлять контроль, используя только показания датчиков СВРК, при этом анализируются результаты измерений ЭВ (ДПЗ) и системы температурного контроля (ТП). Состояние активной зоны в некоторый момент времени t_0 представляется связанным неориентированным ациклическим взвешенным графом (деревом) [9–11]

$$G = (V, E, y), \quad (4)$$

где $V = \{v_i\}$, $i = 1, N$ – множество вершин (измерительных каналов); N – число вершин дерева; $E \subset V \times V$ – подмножество пар (v_i, v_j) , $v_i \subset V$, $v_j \subset V$ – множество ребер; y – весовая функция, ставящая в соответствие каждой паре вершин дерева некоторое число, характеризующее «близость» параметров в пространстве измерений, совокупность которых характеризует данное состояние активной зоны.

Веса ребер (см. [2]), соединяющих соседние вершины i и j , выбираются в соответствии с правилом

$$Y_{ij} = \min\{y_{ik}\}, k = 1, N, k \neq i, \quad (5)$$

где y_{ik} – значения весовой функции для пары вершин $i, k; N$ – число измерительных каналов (КНИ и термопар). Тогда граф G с учетом (5), согласно определению, является минимальным остворным деревом G^0 , однозначно представляющим состояние активной зоны.

Далее, в следующие моменты времени t_m или для следующих состояний активной зоны, которые для условности назовем текущими, строится дерево, изоморфное эталонному. Сравнением с эталоном находятся наиболее деформированные части графа нового состояния [2] в соответствии с

$$R_i = \frac{\xi_i(t_m)}{\xi_i(t_0)}, \quad (6)$$

Интерес представляют те узлы, деформация R_i которых превышает заранее заданную величину, определяемую по опыту эксплуатации активной зоны.

Метод [2] очень эффективен при отказах измерительной системы контроля положения ПС СУЗ для определения их «сползания», падения в активную зону. Это объясняется тем, что промежуточное положение ПС СУЗ лучше всего определять по анализу показаний ДПЗ СВРК, а крайние положения – по показаниям ТП. Представленный алгоритм позволяет объединить эти два взаимно дополняющие средства, автоматизировать аналитическую обработку показаний и представить результат в наглядном виде.

ОПИСАНИЕ ИНТЕРФЕЙСА ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА «КАРУНД»

На рисунке 1 представлено основное рабочее окно программы КАРУНД. На графике в левом верхнем углу главного окна отображается мощность РУ (красный график), относительный расход теплоносителя через активную зону реактора (фиолетовый график), положение рабочей Х группы ОР СУЗ (синий график); в правой части – основные параметры текущего состояния активной зоны.

Результаты обработки данных представляются на графике в левом нижнем углу главного окна программного комплекса КАРУНД, а также на картограмме активной зоны в центральной части основного окна. На картограмме отображаются ТВС с измерительными каналами в нормальном состоянии (белый цвет), в аномальном

состоянии  с пониженным уровнем относительного ЭВ, ТВС с повышенным

уровнем относительного ЭВ  и ТВС без средств контроля . Критерий для выбора аномальных показаний измерительной системы может быть выбран любой. В процессе опытной эксплуатации программного комплекса хорошо зарекомендовал себя критерий согласия χ^2 [12–13].

В программном комплексе КАРУНД существует функция анализа ПО СВРК (рис. 2). Возможность работы подпрограммы «Анализ СВРК» в динамическом режиме позволяет работать с текущими данными СВРК и вести динамический контроль за состоянием измерительной системы и ПО СВРК.

РЕЗУЛЬТАТЫ ТЕСТИРОВАНИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА

Одной из тестовых задач является определение положения ОР СУЗ. В программном комплексе КАРУНД это выполняется двумя алгоритмами [2, 3]. Первый алгоритм использует показания КНИ и ТП СВРК, а второй – только показания ДПЗ.

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

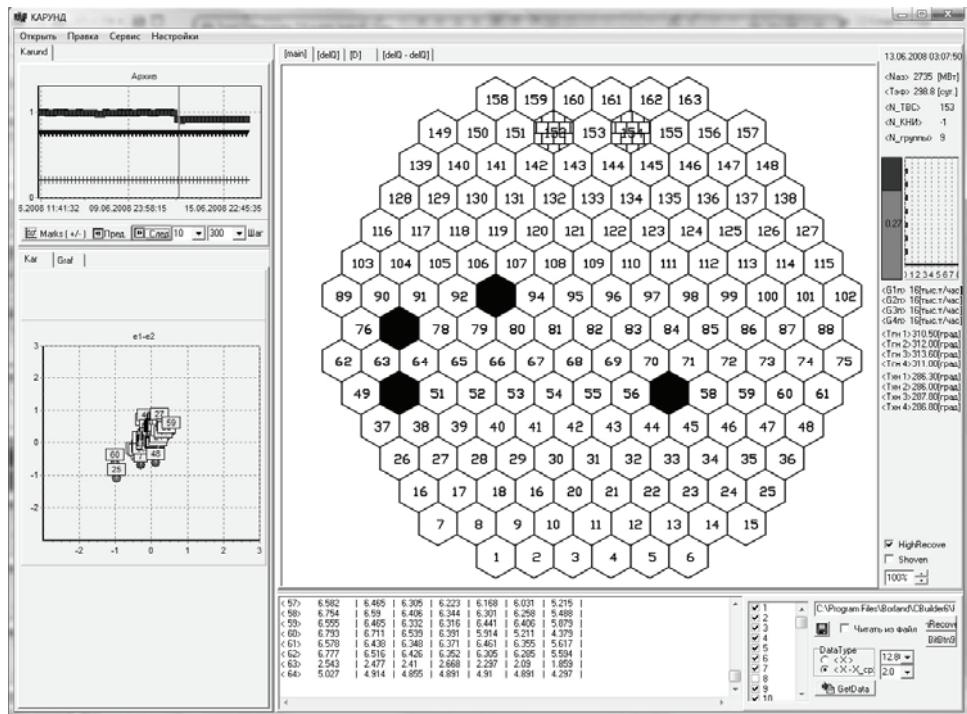


Рис. 1. Основное рабочее окно

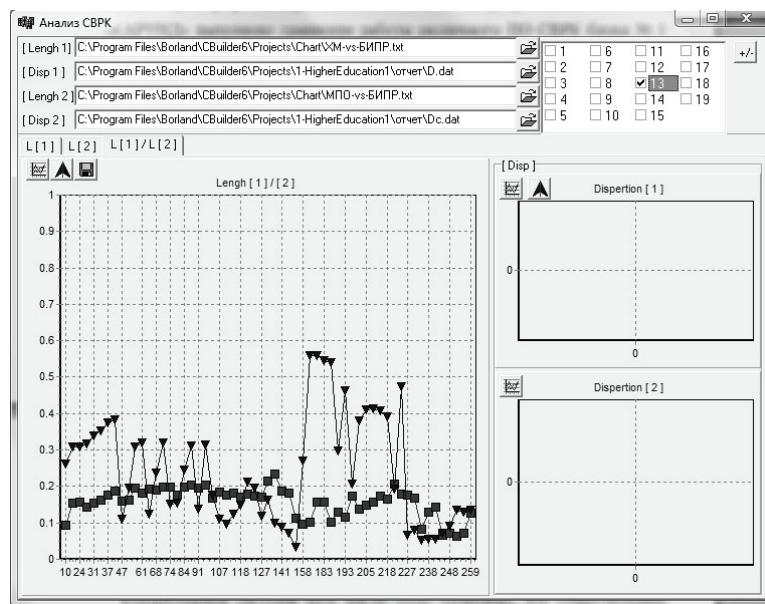


Рис. 2. Рабочее окно функции «Анализ СВРК»

На рисунке 1 показан сход с верхнего положения ОР СУЗ в ТВС № 153 на 27%. То, что движение ОР СУЗ имело место, подтверждает и аномалия в показаниях КНИ в ТВС № 152 и 154, определенная по алгоритмам [3]. То же состояние обработано в соответствии с алгоритмами [2], результат представлен на рис. 3. Изменение положения ОР СУЗ в ТВС 153 подтверждается деформацией в сторону уменьшения поля ЭВ в ней и окружающих ТВС.

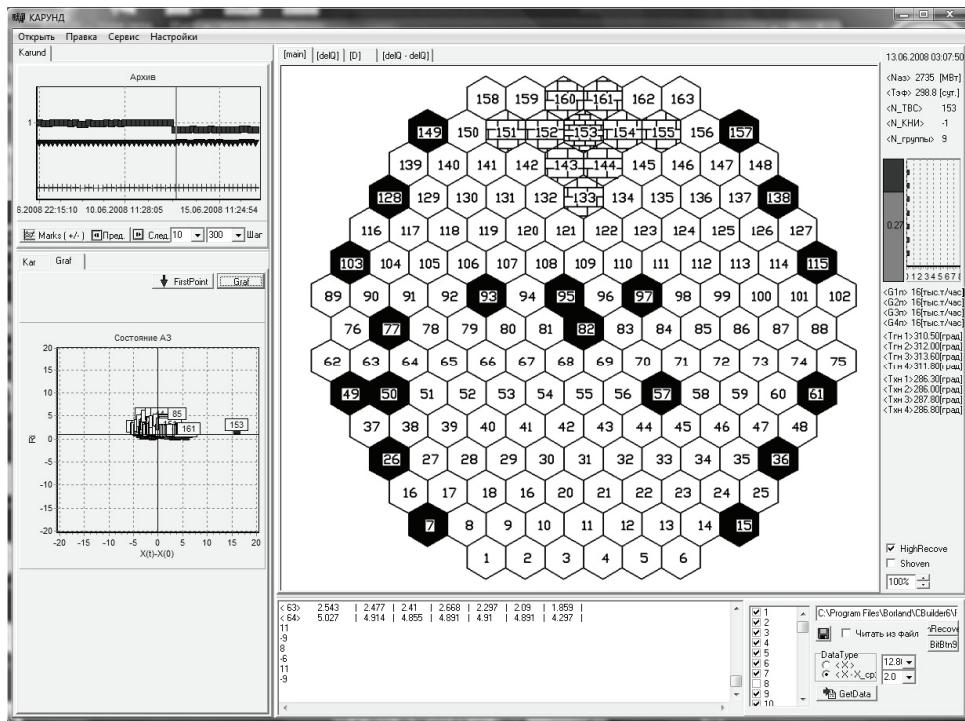


Рис. 3. Основное рабочее окно

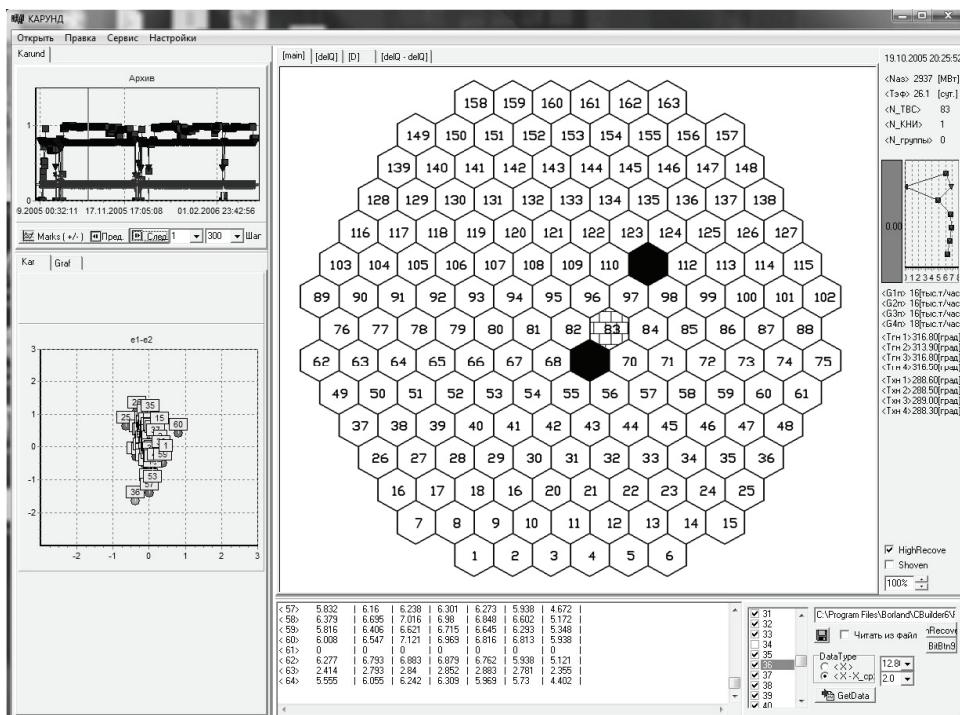


Рис. 4. Определение недостоверных показаний измерительной системы ВРК

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

Еще одна задача – определение недостоверных показаний измерительной системы, в программном комплексе КАРУНД решается в соответствии с [3].

Информация о недостоверных показаниях представляется на картограмме активной зоны (рис. 4). Показания канала измерения № 1 определены как не достоверные. Если проанализировать показания всех КНИ на данной орбите симметрии (табл. 1) ТВС №№ 81, 83, 96, то выделяются показания ДПЗ № 5 ТВС №83, которые отличаются от среднего значения показаний ДПЗ № 5 в ТВС № 81 и 96 на 27%.

На рисунке 5 представлено состояние активной зоны в режиме срабатывания ускоренной предупредительной защиты (УПЗ). В этом режиме наиболее четко

Таблица 1

Показания КНИ № 1, 2, 33

№ ДПЗ	1	2	3	4	5	6	7
№ ТВС (№ КНИ)							
83 (1)	6.438	6.789	6.996	6.863	5.016	6.865	6.004
81 (2)	6.055	6.438	6.656	6.777	6.734	6.672	5.918
96 (33)	6.484	6.371	6.938	6.953	7.016	7.059	5.859

выделяется класс измерительных каналов, в местах расположения ОР СУЗ группы УПЗ – это каналы в ТВС № 52, 58, 82, 133.

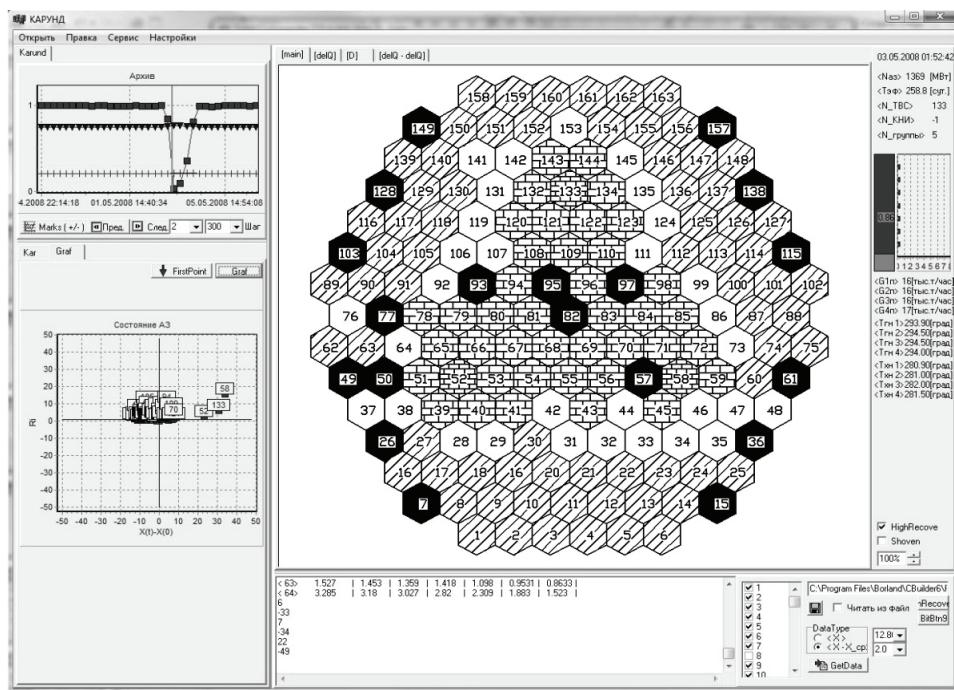


Рис. 5. Определение недостоверных показаний измерительной системы ВРК

Из-за специфики расположения ОР СУЗ УПЗ распределение относительного ЭВ в активной зоне тоже специфично (см. рис 5), но хорошо объяснимо с физической точки зрения.

Для примера работы функции «Анализ СВРК» выполнено сравнение поля ЭВ, восстановленного ПО СВРК ВМПО «Хортица» (треугольный маркер) и модернизированной «Хортица-М» (квадратный маркер), с полем ЭВ, рассчитанным БИПР-7А (рис. 2). На рисунке 2 представлены результаты сравнения для орбиты симметрии № 13. На ней отсутствуют КНИ, поэтому результаты расчета ЭВ в ТВС на данной орбите очень зависят от коэффициентов адаптации физической модели для восстановления поля ЭВ. Как видно из рис. 2, при каждой корректировке коэффициентов адаптации результаты восстановления ЭВ на данной орбите по ВМПО «Хортица» становятся ближе к расчетам, чем результаты по ПО «Хортица-М». Стабильные более хорошие результаты расчетов по «Хортица-М» объясняются тем, что подобная корректировка коэффициентов адаптации физической модели производится постоянно, перед выполнением восстановления поля ЭВ, а не один раз в 20 суток, как для ВМПО «Хортица». Кроме этого, на рис. 2 виден общий сбой в работе ВМПО «Хортица» на всех орбитах симметрии после 158 эф. сут. Это нарушение связано с проблемами в корректировке коэффициентов адаптации для ТВС с большой глубиной выгорания. К тому моменту в активной зоне реактора было уже достаточно большое количество ТВС с выгоранием более 50 МВт·сут/кг, в то время как ВМПО «Хортица» разрабатывалась в условиях, когда глубина выгорания ТВС чуть превышала 30 МВт·сут/кг.

ВЫВОД

Разработан программный комплекс для работы с базами данных СВРК ВВЭР-1000, обеспечивающий обработку и выявление недостоверных показаний измерительной системы ВРК, однозначную интерпретацию изменения в состоянии АЗ, сравнение и анализ ПО СВРК. Программный комплекс КАРУНД обеспечивает наглядное представление полученных результатов «оператору».

Литература

1. <http://www.atesvrk.narod.ru/history.html>
2. Алыев Р.Р. Лескин С.Т. Использование графа для представления информации о состоянии активной зоны реактора ВВЭР-1000//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 4. – С.64-71.
3. Алыев Р.Р. Лескин С.Т. Метод анализа работоспособности измерительной системы и программного обеспечения внутреннеакторного контроля ВВЭР-1000//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 3. – С.4-12.
4. Комплексные испытания модернизированной системы внутреннеакторного контроля при вводе в эксплуатацию блока №3 Калининской АЭС/ФГУП «Атомтехэнерго» Нововоронежский филиал «Нововоронежатомтехэнерго», 2007.
5. Технический отчет. Результаты исследований нейтронно-физических характеристик ВВЭР-1000 блока №3 Калининской АЭС в процессе поэтапного освоения проектной мощности/Рег. номер ПТО КлиАЭС №0143.
6. Тудж., Гонсалес Р. Принципы распознавания образов. – М.: Мир, 1978.
7. Фук К. Структурные методы в распознавании образов. – М.: Мир, 1977.
8. Фукунага К. Введение в статистическую теорию распознавания образов/Пер. с англ. – М.: Наука. Главная редакция физико-математической литературы, 1979.
9. Кук Д., Бэйз Г. Компьютерная математика. – М.: Наука. Главная редакция физико-математической литературы, 1990.
10. Райнгольд Э., Нивергельт Ю., Дэо Н. Комбинаторные алгоритмы. Теория и практика. – М.: Мир, 1980.

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

11. *Tamm Y.* Теория графов. – М.: Мир, 1988.
12. *Вентцель Е. С.* Теория вероятностей. – М.: Наука. Главная редакция физико-математической литературы, 1969.
13. *Кобзарь А. И.* Прикладная математическая статистика. Для инженеров и научных работников. – М.: ФИЗМАТЛИТ, 2006.

Поступила в редакцию 8.02.2012

УПРАВЛЕНИЕ РЕСУРСОМ ОБОРУДОВАНИЯ АЭС В УСЛОВИЯХ СТАРЕНИЯ МЕТОДАМИ СИСТЕМНОГО АНАЛИЗА ДАННЫХ

О.М. Гулина, Н.Л. Сальников, В.П. Политюков

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



Разработана математическая модель линейного стохастического фильтра для оборудования АЭС в условиях старения с учетом разнородной информации об объекте, в частности, для трубного пучка ПГ в условиях растущей коррозионной трещины. Обосновано применение теории мартингалов для прогнозирования технического состояния оборудования. Сформулирован принцип оптимальности для выбора последовательности превентивных действий, направленных на снижение интенсивности процессов старения.

Ключевые слова: прогнозирование ресурса, фильтрация, алгоритм, принцип оптимальности, мартингал.

Key words: lifetime prediction, filter, algorithm, optimum principle, martingale.

Тепломеханическое оборудование АЭС относится к классу высоконадежных объектов, отказы которого недопустимы ввиду дороговизны и трудностей, связанных с досрочной заменой, а техническое состояние определяет возможность дальнейшей эксплуатации. В этом случае оценка технического состояния и прогнозирование остаточного ресурса должны быть основаны не на статистике отказов, как для восстанавливаемого оборудования, а на информации о процессах старения в металле объекта, условиях эксплуатации и данных эксплуатационного контроля [1, 2]. В силу неполноты математических моделей процессов деградации, флуктуаций параметров эксплуатации и погрешностей, связанных с контролем, точность оценки и прогноза будет осложняться качеством восстановления значений процесса старения из недостаточно определенных данных. Для решения задачи индивидуального прогнозирования ресурса предлагается использовать линейный стохастический фильтр [3, 4], способный учитывать не только изменение условий эксплуатации, но и проводимые мероприятия на объекте, направленные на снижение интенсивности процесса деградации. Управление ресурсом в этом случае заключается в оптимальном выборе превентивных мер и момента их применения.

В общем случае интенсивность процесса старения может быть выражена уравнением [3, 5]

$$\frac{d}{dt} \omega_\sigma(t) = f_1(U) \omega_\sigma(t) + f_2(U), \quad (1)$$

$$\omega_\sigma(0) = 0, \quad \omega_\sigma(t_B) = \omega_B, \quad (2)$$

где ω_B – предельное значение процесса старения. Вектор-параметр U , или вектор управления, объединяет все параметры, определяющие процесс старения, а область, в которой они могут меняться, обозначим через W . Пусть Δ_i – интервал времени между наблюдениями, тогда время наблюдения $t_n = \sum_{i=1}^n \Delta_i$. Если интервалы между наблюдениями одинаковые, то $t_n = n\Delta$. Разностное уравнение, соответствующее дифференциальному уравнению (1), с вектором управления U тогда можно представить в виде

$$\omega_{n+1} = \omega_n (1 + \Delta_n f_1(U)) + \Delta_n f_2(U).$$

В работе [3] предлагаемая модель наблюдений представлена в виде следующего рекуррентного случайного процесса $\eta_n = \{\omega(\Delta_n, x)\}$:

$$\eta_{n+1} = A_n(U)\eta_n + B_n(U) + F_n(U)N_n, \quad (3)$$

$$v_n = \xi_n + G_n(U)N_n, \quad (4)$$

$$\xi_n = C_n(U)\eta_n, \quad (5)$$

где η_0 – гауссовская величина; n – номер момента наблюдения, или номер ППР; N_n – белый шум; матрицы $A_n(U)$, $B_n(U)$, $F_n(U)$, $G_n(U)$ описаны в [3], причем $B_n(U)$ – детерминированная; вектор v_n в соответствии с условиями эксплуатации – наблюдение (результат контроля); (η_n, ξ_n) в силу условий эксплуатации парогенератора является частично наблюдаемой гауссовой последовательностью. К системе (3)–(5) применим одношаговый предиктор Калмана-Балакришнана [4]. Обозначим оценку состояния как $\hat{x}_{n+1} = M[\eta_{n+1} / v_n, \dots, v_1]$, $n \geq 1$ (предсказание на один шаг вперед по данным всех предыдущих измерений v_n, \dots, v_1), где $M[*/*]$ – условное математическое ожидание, \hat{x}_0 – гауссовская величина, $M[*]$ – математическое ожидание. Одношаговый предиктор будет иметь вид

$$\bar{x}_n = A_{n-1}(I - K_{n-1} \cdot C_{n-1})\bar{x}_{n-1} + B_{n-1} + A_{n-1} \cdot K_{n-1} v_{n-1}, \quad (6)$$

$$\hat{x}_n = \bar{x}_n + K_n(v_n - C_n \bar{x}_n), \quad \bar{x}_0 = M[\eta_0], \quad (7)$$

где матрицы $K_n = P_n C_n^* (G_n G_n^*)^{-1}$; $P_n = \left[1 + H_{n-1} C_n^* (G_n G_n^*)^{-1} C_n \right]^{-1} H_{n-1}$;

$H_{n-1} = A_{n-1} P_{n-1} A_{n-1}^* + F_{n-1} F_{n-1}^*$; $P_0 = M[(x_0 - \hat{x}_0)(x_0 - \hat{x}_0)^*]$; I – единичная матрица, а матрица K_n называется коэффициентом усиления и является решением уравнения Винера-Хопфа.

Природа процесса старения может быть различной в зависимости от рассматриваемого оборудования и условий его эксплуатации. Примером может быть такой сложный объект, как парогенератор (ПГ). Одним из критериев безотказной работы ПГ является целостность трубного пучка, который является незаменяемым элементом ПГ и состоит из большого количества теплообменных трубок (ТОТ).

В работах [3, 5] для решения задачи прогнозирования ресурса теплообменных трубок парогенератора (ТОТ ПГ) разработан алгоритм линейной стохастической фильтрации и сформулирован принцип оптимального управления ресурсом ПГ.

Разработанный метод применим к процессу роста коррозионной трещины в материале теплообменных трубок ПГ в соответствии с уравнением Пэриса

$$\frac{dl}{dt} = C \cdot K_I^m, \quad (8)$$

где l – глубина трещины в м; K_I – коэффициент интенсивности напряжений (КИН), МПа·м^{1/2}; t – время; C, m – константы материала; для поверхностной полуэллиптической трещины глубиной l $K_I = \sigma \cdot \sqrt{\pi \cdot l}$; σ – механическое напряжение, МПа. После подстановки K_I в формулу (8) получим

$$\frac{dl}{dt} = C \cdot \sigma^m \cdot \pi^{m/2} \cdot l^{m/2}. \quad (9)$$

Следует отметить, что предельным состоянием трубного пучка является количество заглушенных трубок χ , причем каждая трубка глушится при достижении глубиной трещины уровня $d\%$ от толщины стенки («нехватка металла» $d\%$).

Во время проведения планово-профилактических работ (ППР) вихревоковым методом измеряется величина нехватки материала (глубина поверхностной трещины) выбранной трубы, т.е. элементы гауссовского вектора $\eta_n = \{z_m(\Delta_n, x)\}$, где m – количество рассматриваемых трубок.

Этот измерительный процесс можно представить как

$$\xi_n = C_n \cdot \eta_n. \quad (10)$$

Матрица C_n – диагональная $m \times m$ и имеет на диагонали элементы $c_{ii} = 1$, если трубка под номером i рабочая и подверглась плановому осмотру с результатом измерения $v_i(x)$; $c_{ij} = 1$, если трубка рабочая и не подвергалась плановому осмотру, т.е. результат ноль, и $c_{ij} = 0$, если трубка заглушена. В данной модели будем предполагать, что замеры полные, т.е. контролируются все трубы.

Наблюдаемый гауссовский вектор v_n (т.е. вектор, полученный при измерении нехватки металла в n -й ППР) представим в виде

$$v_n = \xi_n + G_n N_n,$$

где $G_n N_n$ – шумы измерительного процесса.

В результате наблюдаемый линейный процесс деградации каждой из m трубок трубного пучка запишем в виде

$$v_n = \xi_n + G_n N_n, \quad (11)$$

$$\xi_n = C_n \cdot \eta_n, \quad (12)$$

$$\eta_{n+1} = \eta_n + B_n + F_n \cdot N_n, \quad (13)$$

где n – номер ППР; B_n – вектор-столбец со значениями $\Delta_n \cdot C \cdot \sigma^m \cdot \pi^{m/2} \cdot K_h^{m/2}$, если трубка рабочая, и 0, если трубка заглушена: каждый столбец содержит информацию о состоянии m трубок по результатам n -го ППР.

Величина $F_n \cdot N_n$ представляет собой шум парогенератора между n и $(n+1)$ ППР, т.е. реакция на случайные флюктуации параметров эксплуатации (качество воды, содержание активаторов и т.д.), и моделируется как гауссовский процесс: N_n – белый шум с нулевым средним и единичной ковариацией – вектор длиной $2m$. Блочная матрица F_n подбирается так, чтобы вектор $F_n \cdot N_n$ имел нужную ковариационную матрицу.

Вектор $G_n \cdot N_n$ – гауссовский процесс, описывающий измерительный процесс при плановом осмотре или ремонте. Для построения матриц F и G используется соответствующая вспомогательная матрица R , которая является корреляционной (т.е. учитывает влияние поврежденных трубок на соседние) и имеет, например, вид

$$R = \begin{pmatrix} 1 & \delta & \dots & 0 \\ \delta & 1 & \dots & 0 \\ 0 & \delta & \dots & \delta \\ 0 & 0 & \dots & 1 \end{pmatrix},$$

где δ – некоторый корреляционный показатель, величина которого отражает степень взаимного влияния (в данном случае для соседних трубок). Более сложный вид имеет матрица R , в которой учитываются корреляции более удаленных трубок.

Матрицы F_n и G_n являются блочными. При этом выполняются необходимые условия $F_n \cdot G_n^* = 0$ (это равенство говорит о независимости сигнала, т.е. степени деградации материала трубок, и шума датчиков в процессе измерений в n -ом ППР, G_n^* – транспонированная матрица) и $\det G_n G_n^* \neq 0$ (это неравенство говорит об очевидной зависимости деградации материала от условий эксплуатации).

Для вновь построенного предиктора формулы расчета будут существенно проще:

$$\bar{x}_n = (E - K_{n-1} \cdot C_{n-1}) \bar{x}_{n-1} + B_{n-1} + K_{n-1} v_{n-1}, \quad (14)$$

$$\hat{x}_n = \bar{x}_n + K_n (v_n - C_n \bar{x}_n), \quad \bar{x}_0 = M[\eta_0], \quad (15)$$

где матрицы $K_n = P_n C_n^* (G_n G_n^*)^{-1}$; $P_n = [E + H_{n-1} C_n^* (G_n G_n^*)^{-1} C_n]^{-1} H_{n-1}$; $H_{n-1} = P_{n-1} + F_{n-1} F_{n-1}^*$; $P_0 = M[(x_0 - \hat{x}_0)(x_0 - \hat{x}_0)^*]$.

Эти формулы применимы как к отдельной теплообменной трубке, так и к трубному пучку размера m .

Процесс деградации необратим. Более того, можно показать, что он является субмартингалом. Покажем, что \hat{x}_{n+1} – последовательность после фильтра – субмартингал.

Покажем это на фильтре общего вида (6)–(7). По определению [6]

$\hat{x}_n = M(\eta_n | \mathfrak{I}_n)$, где $\mathfrak{I}_n = \sigma(\omega: v_1, v_2, \dots, v_n)$ – σ -алгебра, порожденная величинами (v_1, v_2, \dots, v_n) , причем справедлива цепочка вложений $\mathfrak{I}_1 \subseteq \mathfrak{I}_2 \subseteq \dots \subseteq \mathfrak{I}_n$, тогда

$$M(M(\hat{x}_{n+1} | \mathfrak{I}_n) | \mathfrak{I}_n) = M(\hat{x}_{n+1} | \mathfrak{I}_n) = M(\eta_{n+1} | \mathfrak{I}_n) = M(A_n \eta_n + B_n + F_n N_n | \mathfrak{I}_n).$$

Поскольку матрицы A_n, B_n – детерминированные, а N_n – белый шум, то $A_n M(\eta_n | \mathfrak{I}_n) + B_n \geq 0$ (P – п.н.).

Учитывая, что $B_n \geq 0$ и каждый элемент матрицы A_n больше либо равен нулю (после n -го ППР), то $M(\hat{x}_{n+1} | \mathfrak{I}_n) \geq A_n M(\eta_n | \mathfrak{I}_n)$.

Если учесть тот факт, что после проведенного ППР матрица A_n – диагональная, где на диагонали стоят величины, большие единицы на проверенных трубках, а остальные элементы диагонали – единицы на незаглущенных трубках (на заглущенных – нули), то справедливо неравенство $M(\hat{x}_{n+1} | \mathfrak{I}_n) \geq \hat{x}_n$ (P – п.н.), т.е. согласно [6], последовательность \hat{x}_{n+1} – субмартингал.

Это утверждение позволяет применить теорию мартингалов для прогнозирования количества заглущенных трубок. Так как последовательность $x_{n,k}$ (k – компонента вектора \hat{x}_n) образует неотрицательный субмартингал, обозначим через β_n случайную величину числа пересечений уровня d_k снизу вверх случайной величиной $\hat{x}_{n,k}$. Применяя неравенство Д. Дуба [6], получим

$$M(\beta_{n,k}) \leq \frac{M(\hat{x}_{n,k})}{d_k},$$

где $\hat{x}_{n,k} = \bar{x}_{n,k} + K_{n,k} (v_{n,k} - C_{n,k} \bar{x}_{n,k})$.

В этом неравенстве уровни d_k можно выбирать разными, чтобы получить представление о количестве трубок с различной нехваткой металла (рис.1). Задача

может быть решена и для одного предельного значения d , являющегося критерием глушения трубок.

Найдя трубы, достигшие предельного уровня d , мы тем самым определяем оптимальный план глушения ТОТ (в силу предиктора Калмана-Балаクリшнана) в следующий ППР.

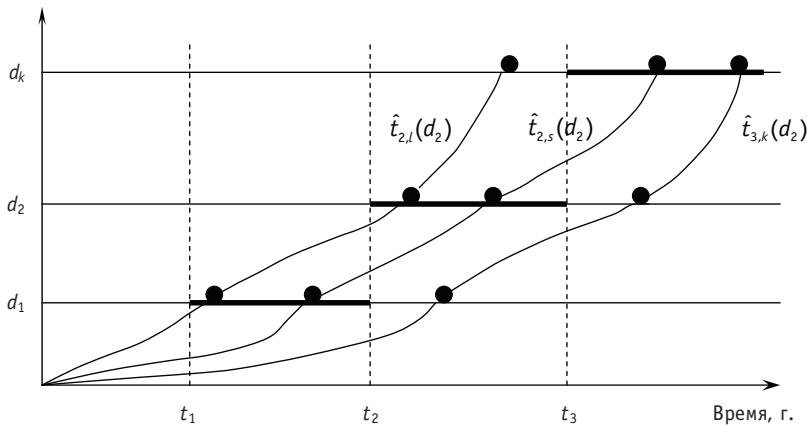


Рис. 1. Количество трубок с различной нехваткой металла: $\hat{t}_{n,k} = M(t_{n,k} | \mathfrak{D}_n)$ – ожидаемое время пересечения уровня после n -го ППР трубкой с номером k

На рисунке помечены ожидаемые времена пересечения уровня d_2 трубками с номерами k, l, s .

Замечание. В силу условий проведения ППР вектор

$$v_n = \xi_n + G_n N_n$$

определен не для всех трубок (это относится к задаче управления мартингалами с неполными данными). В данной модели, сформулированной для полных данных, для получения полного вектора необходимо заполнить пропущенные измерения, например, линейной интерполяцией. Матрица C_n в зависимости от выбранной модели фильтра может быть различной и необязательно диагональной.

Сформулированный в работе [3] принцип оптимальности позволяет путем вариационных расчетов определить необходимые превентивные мероприятия и моменты их применения.

МОДЕЛЬ ОПТИМИЗАЦИИ УПРАВЛЕНИЯ РЕСУРСОМ

При наблюдении за трубным пучком ПГ обозначим через $t_{n+1,k}(d)$ k -ю траекторию (траекторию старения k -ой трубы), достигшую уровня деградации d в момент времени $(n+1)$. Так как последовательность h_n монотонна (P – п.н.) и гауссовская, то последовательность $t_{n+1,k}(d)$, полученная в результате решения задачи (3)–(5), в силу линейности и положительности обратного оператора к системе (1)–(2) также монотонна и гауссовская: $t_{n,k}(d) \leq t_{n+1,k}(d)$ (P – п.н.). Рассмотрим функционал

$$T(U) = M(t_n(d, x), t_n^*(d, x)),$$

где $M(t_n, t_n^*)$ – математическое ожидание от скалярного произведения, а сумма в скалярном произведении берется по трубкам, достигшим уровня деградации d .

Определим управление U_n^0 ресурсом парогенератора как оптимальное, если

$$\begin{aligned} T(U_n^0) &= \sup T(U), \\ E(U) &\leq E_{\lim} \quad U \in W. \end{aligned} \tag{16}$$

Здесь второе условие необходимо, т.к. должны быть учтены затраты, требующиеся при любом воздействии на параметры. Каждая из мер в определенной степени снижает интенсивность процесса старения, что увеличивает время до выхода наблюдаемого процесса за допустимые пределы и тем самым приводит к увеличению ресурса установки в целом.

Смысл предложенного определения заключается в следующем: среди всех воздействий на ресурс парогенератора (концентрации хлорид-иона, кислорода, средней удельной загрязненности, типа амина и других параметров) необходимо найти такое, которое максимально увеличивает время до пересечения траекториями уровня деградации d при условии, что экономические затраты не превышают некоторой предельной величины.

Предложенная модель наблюдений и управления (11)–(13) и (16) предназначена для того, чтобы уменьшить число заглушенных трубок между ППР и тем самым увеличить ресурс установки.

Литература

1. Острийковский В.А., Сальников Н.Л. Вероятностное прогнозирование работоспособности элементов ЯЭУ. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 416 с.
2. Антонова А.В., Никулин М.С. Статистические модели в теории надежности. – М.: Абрис, 2012. – 319 с.
3. Гулина О.М., Корниенко К.А., Политюков В.П., Фролов С.А. Применение метода стохастической фильтрации Калмана для прогнозирования ресурсных характеристик парогенератора АЭС // Атомная энергия, 2006. – Т. 101 (4). – С. 313-316.
4. Балакришнан А.В. Теория фильтрации Калмана. – М.: Мир, 1988. – 168 с.
5. Гулина О.М., Павлова М.Н., Политюков В.П., Сальников Н.Л. Оптимальное управление ресурсом парогенератора АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 4. – С. 25-30.
6. Ширяев А.Н. Вероятность. – М.: Наука, 1982. – 581 с.

Поступила в редакцию 16.02.2012

ПРОГНОЗИРОВАНИЕ РЕСУРСА ОБОРУДОВАНИЯ АЭС В УСЛОВИЯХ ЭРОЗИОННО-КОРРОЗИОННОГО ИЗНОСА НА ОСНОВЕ ЭМПИРИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ

О.М. Гулина, О.О. Фролова

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



Для прогнозирования ресурса оборудования АЭС в условиях ЭКИ использована модель Чексала-Гурвица, реализованная в коде ЭКИ-02, включающая в себя 12 наиболее значимых параметров, в том числе коэффициент Келлера, характеризующий геометрию элемента. Известные значения этого коэффициента получены по данным лабораторных исследований и опыта эксплуатации зарубежных АЭС. В работе для расчета коэффициента Келлера и оценки его статистических характеристик по данным эксплуатации и материалам российских блоков разработана процедура, получены оценки скорости ЭКИ по данным оперативного контроля и на основании прогноза по эмпирической модели выполнена оценка вероятностных характеристик коэффициентов Келлера для различных элементов трубопроводов разных типоразмеров. Для оценки погрешности, связанной с влиянием химсостава на скорость ЭКИ, выполнена сравнительная оценка скорости ЭКИ по уравнению Дюрекса (с данными замеров химсостава) со скоростью ЭКИ, рассчитанной по ЭКИ-02.

Ключевые слова: трубопровод, толщина стенки, скорость эрозионно-коррозионного износа, коэффициент келлера, химсостав.

Key words: piping, wall thickness, erosion-corrosion wear rate, Keller coefficient, metal content.

Эрозионно-коррозионный износ (ЭКИ) является наиболее распространенной причиной опасных повреждений элементов оборудования и трубопроводов АЭС, изготовленных из сталей перлитного класса. Последствия аварий вследствие ЭКИ приводят к существенным экономическим потерям. Поэтому особенно актуальны вопросы прогнозирования развития данного процесса, в том числе оценки скорости ЭКИ и остаточного ресурса для оптимизации объемов и периодичности контроля оборудования, подверженного ЭКИ.

В настоящее время основным источником информации об интенсивности ЭКИ являются данные ультразвуковой толщинометрии. Однако анализ данных контроля затруднен из-за объективных трудностей, связанных с представлением данных замеров и их точностью, что требует разработки технологии проведения контроля и методик обработки статистических данных. Эти вопросы рассмотрены, в час-

тности, в работах [1–3]. Однако вопросы оптимизации контроля и ранжирования оборудования с точки зрения подверженности ЭКИ невозможно решить без прогнозирования этого процесса.

Задача прогнозирования связана, в первую очередь, с наличием адекватной модели, отражающей основные параметры оборудования и условий эксплуатации. Интенсивность ЭКИ по данным как зарубежных, так и российских исследований зависит от большого числа факторов [1, 4, 5]. Среди существующих в настоящее время программных средств (ПС) расчета скорости ЭКИ [4–7] наибольшее распространение получили ПС, в основе которых лежит модель Чексала-Гурвица, в которой используются 12 наиболее значимых параметров:

- температура среды;
- содержание кислорода, pH жидкой пленки, тип применяемого амина;
- химического состава стали (весовое содержание элементов Cr, Mo, Cu);
- геометрии трубопровода;
- времени эксплуатации трубопровода;
- скорости потока и др.

$$W = \frac{F_1(T) \cdot F_9(G) \cdot F_{10}(\text{Am}) \cdot F_{11}(\tau)}{F_2(V) \cdot F_3(O_2) \cdot F_4(\text{pH}) \cdot F_5(\text{Cr}) \cdot F_6(\text{Mo}) \cdot F_7(\text{Cu}) \cdot F_8(D)} . \quad (1)$$

Зависимость от геометрии и неопределенность, связанная с неполнотой модели, заключены в таком показателе, как коэффициент Келлера $F_9(G)$. Существенное влияние на скорость ЭКИ оказывает также химический состав металла оборудования (весовое содержание в металле хрома $F_5(\text{Cr})$, меди $F_7(\text{Cu})$ и молибдена $F_6(\text{Mo})$). Целью данной работы является оценка коэффициентов Келлера для различных элементов трубопроводов, изготовленных из сталей перлитного класса, с помощью программного средства ЭКИ-02 и данных эксплуатационного контроля.

РАСЧЕТ КОЭФФИЦИЕНТОВ КЕЛЛЕРА И ОЦЕНКА ИХ СТАТИСТИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК

Для адаптации эмпирической модели к реальному оборудованию и реальным условиям эксплуатации вводится коэффициент, учитывающий геометрию элемента трубопровода, так называемый коэффициент Келлера. Программные продукты, реализующие данную модель за рубежом (*CHEKWORKS*, *WATHEC*, *DASY*, *COMSY* и др.) и основанные на лабораторных исследованиях и опыте эксплуатации зарубежных АЭС, оценивают коэффициент Келлера как константу. Для адаптации данной модели к российским блокам требуется учет их специфики, в том числе состава металла, компоновки контура, водно-химического режима и т.д. Кроме того, условия эксплуатации на российских блоках сильно отличаются, что также не позволяет ожидать одинаковых результатов. Большую неопределенность при этом вносит практика контроля оборудования на российских АЭС (нет входного контроля состава металла, наличие допусков при изготовлении, использование других типо-размеров, неполная схема замеров и т.д.).

Гидродинамические коэффициенты (коэффициенты Келлера) используются в зарубежных ПС [4, 5], а также в отечественных ПС ЭКИ-02 и ЭКИ-03 [6, 7]. Однако для одних и тех же элементов значения гидродинамических коэффициентов отличаются в три-шесть раз и более [8], что определяется условиями проведения эксперимента (табл. 1).

В каждом конкретном случае эти коэффициенты должны определяться экспериментально.

Значения коэффициентов Келлера для различных геометрических конфигураций на зарубежных АЭС (для модели Чексала-Гурвица) приведены на рис. 1.

Таблица 1

Значения гидродинамических коэффициентов для различных элементов трубопроводных систем

Элемент	Гидродинамические коэффициенты в различных ПС				
	Keller	Chexal	Remy	Woolsey	Kastner
Прямая труба ¹	1,0	1,0	1,0	1,0	1,0
Гиб 90°	5,75–13,0	3,7	2,1	1,7	6,0–11,0
Дроссель расшир. сужающ.	– –	2,5 1,6	3,2 –	– –	– –
Вход в трубу	4,0	–	–	2,5 ²	3,61–6,24
Расширит. расшир. сужающ.	–	3,0 2,8	3,6 –	– –	– –
Расширение трубы	–	–	–	2,0 ²	–
Дросселирующее устройство	4,0–6,0	5,0	2,9	3,0–4,0 ²	–
Тройн. прям. часть собир. ответвл.	3,75 5,0	5,0 5,7	5,7	2,0–2,5 ²	–
Тройн. прям. часть разд. ответв.	18,75	5,0 4,0	5,7	–	–

Примечания

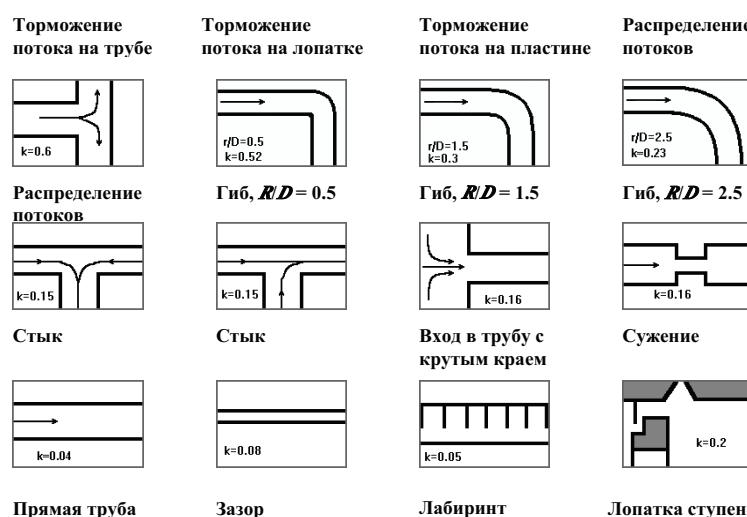
¹ – геометрические коэффициенты, определяемые по отношению к прямой трубе² – референтные значения, определяемые к элементам, расположенным дальше по потоку

Рис. 1. Значения коэффициентов Келлера для различных геометрических конфигураций на зарубежных АЭС (для модели Чексала-Гурвица)

Для расчета коэффициента Келлера и оценки его статистических характеристик по данным эксплуатации и материалам российских блоков решены следующие задачи:

- разработка процедуры оценки коэффициентов Келлера;
- систематизация, обработка и анализ данных эксплуатационного контроля толщин элементов трубопроводов;
- оценка скорости ЭКИ ($W_{ЭКИ}$) по данным оперативного контроля;
- прогнозная оценка $W_{ЭКИ}$;
- оценка вероятностных характеристик коэффициентов Келлера для различных элементов трубопроводов разных типоразмеров.

Разработанная методика оценки коэффициента Келлера состоит из пяти этапов:

- 1) классификация данных эксплуатационного контроля;
- 2) вычисление скорости ЭКИ с помощью разработанного программного модуля;
- 3) расчет коэффициента Келлера K как отношения скорости ЭКИ, определенной по данным контроля, к средней скорости, рассчитанной по эмпирической модели при $K=1$;

4) на основании полученных коэффициентов Келлера вычисление математического ожидания, дисперсии и доверительного интервала для всех типоразмеров различных элементов трубопроводов АЭС;

5) сравнительная оценка полученных результатов со значениями коэффициента Келлера на зарубежных АЭС (для модели Чексала-Гурвица).

Чтобы обеспечить однородность выборок, для решения поставленной задачи на одном из энергоблоков для разных подсистем (питательной воды, паропроводов, трубопроводов основного конденсата) выделены следующие элементы: прямые участки, гибы, околошовные зоны (ОШЗ), переходы. Кроме того, составлены отдельные выборки для элементов реакторного и турбинного цехов. Поскольку не все значения параметров, необходимые для использования ПС ЭКИ-02, приведены в протоколах замеров толщины стенки рассматриваемых элементов, то в расчетах использованы значения, взятые из условий работы соответствующей подсистемы, а неизвестные значения химсостава приняты равными нижней границе возможных значений, что соответствует максимальной скорости ЭКИ. Авторы отдают себе отчет в том, что значения коэффициентов Келлера при этом могут быть занижены до 10 раз. Тем не менее, задача оценки ширины разброса значений коэффициента Келлера будет выполнена.

В соответствии с разработанной процедурой получены результаты, приведенные на рис. 2 и 3 и в табл. 2 для разных типоразмеров (в скобках – объем выборки).

Схема замеров на российских блоках отличается от принятой на зарубежных. Если на зарубежных АЭС за время ППР производится более 150000 замеров, то на российских только 15000 замеров, поэтому существует большая вероятность пропустить замеры как с существенным утонением, так и с утолщениями, обусловленными отложениями продуктов коррозии. Эта особенность проведения контроля скажется на точности оценки скорости ЭКИ по данным контроля и, соответственно, на точности оценки коэффициента Келлера.

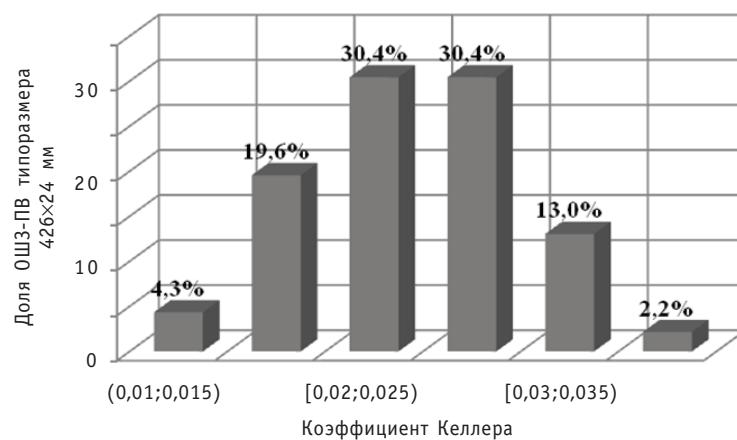


Рис. 2. Распределение значений коэффициента Келлера для ОШЗ трубопровода ПВ типоразмера 426×24 мм одного из энергоблоков

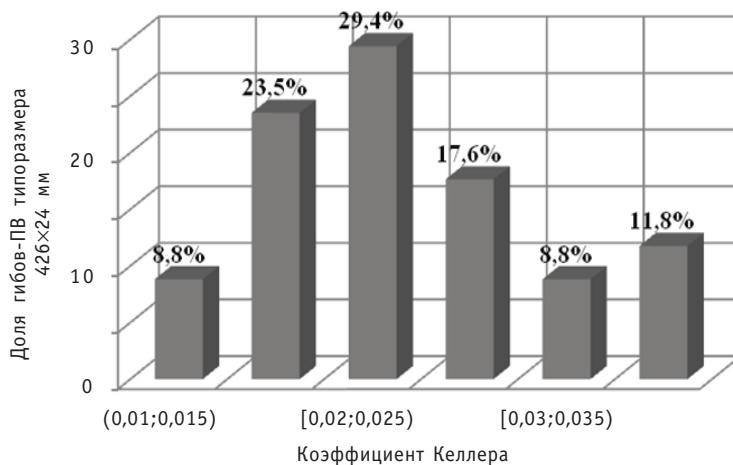


Рис. 3. Распределение значений коэффициента Келлера для гибов трубопроводов ПВ типоразмера 426×24 мм одного из энергоблоков

Таблица 2

95%-ные доверительные интервалы коэффициентов Келлера для элементов разных типоразмеров

	Типоразмер, мм	Мат. ожидание	Погрешность, ε	Доверительный интервал, мм
Реакторный цех				
ОШЗ ПВ	273×16	0,02	0,002	(0,0185;0,0214)
	426×24	0,024	0,007	(0,0174;0,0314)
Гибы ПВ	426×24	0,024	0,011	(0,0126;0,0354)
ОШЗ ПП	273×16	0,17	0,034	(0,138;0,206)
	325×19	0,18	0,047	(0,130;0,223)
	426×24	0,14	0,013	(0,130;0,155)
Гибы ПП	273×16	0,13	0,014	(0,1145;0,1425)
	325×19	0,17	0,06	(0,112;0,227)
Переходы ПП	159×9 273×16	0,19	0,031	(0,159;0,221)
Турбинный цех				
ОШЗ ПВ	426×24	0,02	0,009	(0,0141;0,0319)
Прямые участки ПП	426×24	0,01	0,001	(0,0124;0,0139)
Гибы ПП	426×24	0,18	0,044	(0,136;0,224)
ОШЗ ОК	325×13	0,053	0,02	(0,0306;0,0747)
	426×24	0,038	0,03	(0,0111;0,0638)
	630×17	0,013	0,002	(0,011;0,0154)
Гибы ОК	426×24	0,031	0,02	(0,013;0,05)
	630×17	0,013	0,002	(0,011;0,0143)

При сравнении полученных коэффициентов Келлера с приведенными на рис. 1 видно, что рассчитанные коэффициенты отличаются от зарубежных. Основ-

ным фактором, определяющим разброс в значениях скоростей ЭКИ трубопроводов АЭС, является неизвестный химический состав металла. На разных блоках отличие может быть обусловлено также и другими причинами. Поэтому использовать для прогноза эмпирическую модель следует с коэффициентами Келлера, полученными на данном блоке.

ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ ХИМИЧЕСКОГО СОСТАВА МЕТАЛЛА НА СКОРОСТЬ ЭКИ

Химический состав является одним из основных факторов, определяющих склонность металла к ЭКИ. Концентрация элементов Cr, Mo, Cu в металле может изменяться от нуля до 0,3%. При изменении концентрации хрома и меди в этих пределах скорость ЭКИ может измениться примерно на порядок, причем минимальная скорость ЭКИ будет при концентрации 0,3%.

Для оценки погрешности учета влияния химического состава металла на скорость ЭКИ необходимо решить следующие задачи:

- подготовка исходных данных;
- прогнозирование ресурса элементов трубопроводов;
- исследование эмпирической модели на эксплуатационных данных.

На рисунках 4 и 5 представлены гистограммы замеров химсостава и диапазоны изменения содержания хрома и меди.

В сталях 20, 15 ГС и 16 ГС в качестве примесных элементов присутствует хром и медь. Концентрация хрома и меди в указанных сталях находится в диапазоне от 0,05 до 0,28%. При увеличении концентрации хрома и меди от 0,03 до 0,15% скорость ЭКИ уменьшается соответственно в 3,4 и в 1,5 раза.

Для оценки погрешности, связанной с влиянием химсостава на скорость ЭКИ, сравним результаты оценки скорости ЭКИ по уравнению Дюрекса (с данными замеров химсостава) – выборка X – и скоростью ЭКИ, рассчитанной по ЭКИ-02. Уравнение Дюрекса, используемое для учета влияния химического состава металла на скорость ЭКИ, записывается в виде

$$W_{\text{ЭКИ}} = W_{\text{ЭКИ}}^{\max} \frac{1}{83 \times Cr^{0.89} \times Cu^{0.25} \times Mo^{0.2}}, \quad (2)$$

где $W_{\text{ЭКИ}}$, $W_{\text{ЭКИ}}^{\max}$ – соответственно значения скорости ЭКИ при наличии и отсутствии

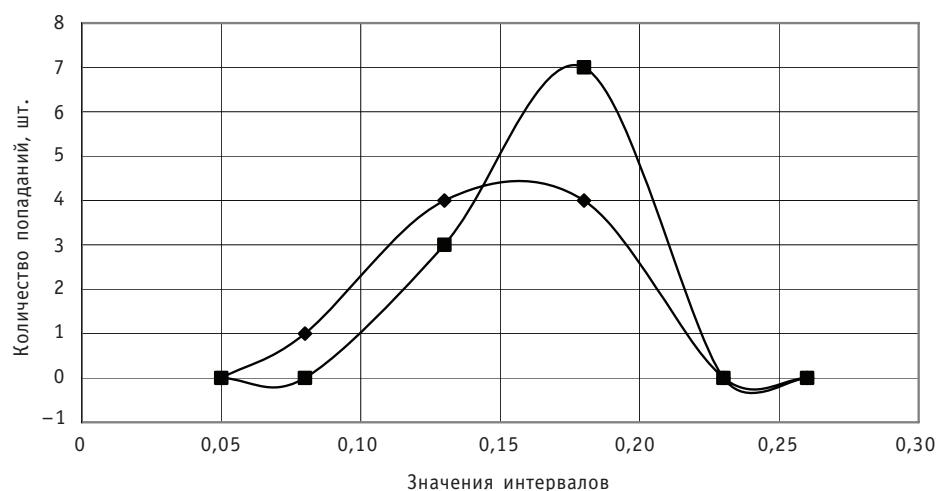


Рис. 4. Распределение значений концентрации хрома и меди по интервалам в металле главного паропровода 465x16 мм: ◆ – Cr; ■ – Cu

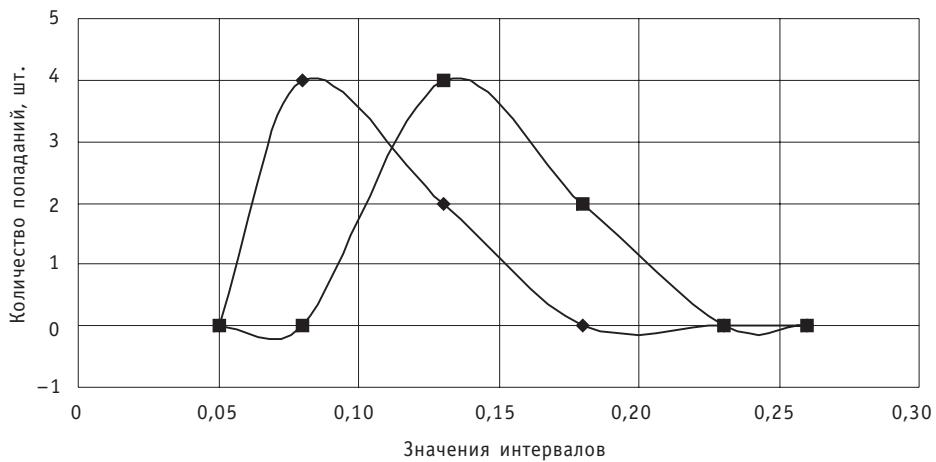


Рис. 5. Распределение по интервалам концентраций хрома и меди в металле сварных швов:
◆ – Cr; ■ – Cu

примесных элементов, мм/г.; Cr, Cu, Mo – соответственно весовая концентрация в металле хрома, меди и молибдена, %.

Для численной оценки степени совпадения используются коэффициент корреляции и параметр степени отклонения результатов расчетов (X и Y) по ПС ЭКИ-02 и по уравнению Дюрекса.

Коэффициент корреляции ρ для n пар значений X и Y рассчитывается по формуле

$$\rho = \frac{\sum_{i=1}^n \left(\left(X_i - \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n X_i \right) \cdot \left(Y_i - \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n Y_i \right) \right)}{\sqrt{\sum_{i=1}^n \left(X_i - \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n X_i \right)^2 \cdot \sum_{i=1}^n \left(Y_i - \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n Y_i \right)^2}}. \quad (3)$$

В качестве меры отклонения значений X от Y используется величина среднего квадратичного отклонения λ , рассчитываемая по формуле

$$\lambda = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (Y_i - X_i)^2}{n}}. \quad (4)$$

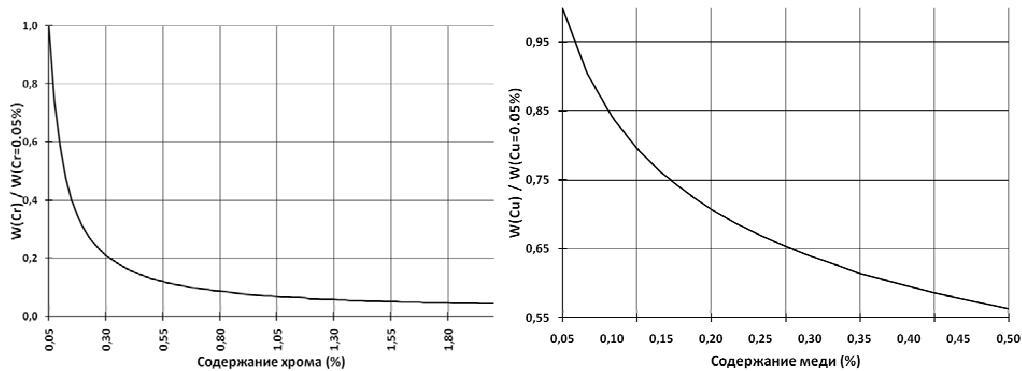


Рис. 6. Зависимости скорости ЭКИ от содержания хрома (а) и меди (б) в металле

Таблица 3

Вероятностные характеристики

	Коэффициент корреляции ρ		Среднее квадратичное отклонение λ		Максимальная погрешность, %	
	Cr	Cu	Cr	Cu	Cr	Cu
Химический анализ металла сварных швов после 100 тыс. часов эксплуатации, вставка 100 мм	0,997	0,999	0,0167	0,0007	1,85	0,51
Химический анализ металла сварных швов после 100 тыс. часов эксплуатации	0,997	0,998	0,0160	0,0065	1,85	0,94
Общий анализ	0,997	0,997	0,0171	0,0148	1,86	1,76

Для численной оценки степени совпадения используются коэффициент корреляции и параметр степени отклонения результатов расчетов (X и Y):

$$\frac{|W_{\text{ЭКИ-02}} - W_{\text{Дюр}}|}{W_{\text{Дюр}}} \cdot \quad (5)$$

Абсолютная погрешность расчетов эмпирического уравнения Дюрекса составляет 2,1%. При верификации расчет скорости ЭКИ по ПС ЭКИ-02 сопоставляется с результатами расчетов по уравнению Дюрекса и определяется погрешность расчетов с учетом погрешности уравнения Дюрекса (табл. 3).

Получено, что результаты, рассчитанные по модели ЭКИ-02, соответствуют полученным по уравнению Дюрекса с погрешностью, не превышающей 2% во всей области изменения концентраций хрома и меди.

ВЫВОДЫ

1. Систематизированы данные толщинометрии стенок элементов трубопроводов ряда АЭС, определена степень износа, рассчитаны скорости ЭКИ металла отдельных элементов трубопроводов.

2. Разработана методика расчета коэффициента Келлера и оценки его вероятностных характеристик, рассчитаны коэффициенты Келлера для отдельных элементов. Оценки представлены в виде гистограмм и средних оценок с 95%-ными доверительными интервалами.

3. Систематизированы данные химического состава и толщинометрии элементов трубопроводов.

4. Рассчитаны скорости ЭКИ металла отдельных элементов трубопроводов, разработана процедура оценки влияния химического состава на скорость износа элементов трубопровода.

Литература

- Бараненко В.И., Янченко Ю.А., Гулина О.М., Докукин Д.А. О расчете скорости эрозионно-коррозионного износа и остаточного ресурса трубопроводов АЭС//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 3.
- Бараненко В.И., Гулина О.М., Ампилогов М.О. О прогнозировании длительности эксплуатации элементов трубопроводных систем АЭС, подверженных эрозионно-коррозионному износу// Сборник ВНИИАЭС «Основные работы, выполненные в ВНИИАЭС в 2010 г.». – М.: ВНИИАЭС. – С. 81-94.
- Бараненко В.И., Янченко Ю.А., Гулина О.М. и др. Эксплуатационный контроль трубопроводов, подверженных эрозионно-коррозионному износу//Теплоэнергетика. 2009. – № 5. – С. 20-27.

4. Бараненко В.И., Олейник С.Г., Янченко Ю.А. и др. Использование программных средств для расчета эрозионно-коррозионного износа элементов трубопроводных систем АЭС//Теплоэнергетика. – 2003. – № 11. – С. 21-24.
5. Chexal V.K. (Bind), Horowitz J.S. Chexal-Horowitz Flow-Accelerated Corrosion Model-Parameter and Influences. Current perspective of Inter. Pressure Vessels and Piping: Codes and Standard. Book No. 409768. – 1995. – P. 231-243.
6. Регистрационный паспорт аттестации ПСЭКИ-02 № 165 от 19.09.2003 г.
7. Регистрационный паспорт аттестации ПСЭКИ-03 № 202 от 23.06.2005 г.
8. Zheng Y. A steady state FAC model in carbon steel and its application on practical geometries by means of CFD/FAC2010 International conference on Flow Accelerated Corrosion (May 4-7 2010, Lyon, France). – 18 p.

Поступила в редакцию 9.12.2011

КРИТЕРИЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ СТРУКТУР ИЗМЕРИТЕЛЬНЫХ СИСТЕМ ПОВЫШЕННОЙ НАДЕЖНОСТИ

Н.Л. Сальников

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



При построении измерительных систем высокой надежности применяются методы структурной избыточности. Для оценки эффективности таких структур разработан критерий, позволяющий сравнивать различные системы. Путем подбора стохастических характеристик датчиков избыточной системы, удовлетворяющих критерию, можно априори спроектировать более точную систему.

Ключевые слова: ядерные установки, контроль температуры, структурная избыточность, погрешность.

Key words: nuclear plants, control of temperature, superfluous structure, error.

ВВЕДЕНИЕ

Контроль температурных режимов работы ядерных установок (ЯУ) играет важную роль в обеспечении безопасности их функционирования. Поэтому к достоверности первичной информации о тепловом поле объекта, поступающей с различных датчиков, предъявляются высокие требования, а разработка методов оценки характеристик метрологической надежности этих датчиков представляется весьма значимой задачей.

Источниками термометрической информации в ЯУ являются, в основном, контактные датчики температуры, среди которых наиболее широкое распространение получили термоэлектрические преобразователи (ТЭП) и термопреобразователи сопротивления (ТПС).

Основным показателем, характеризующим работоспособность датчиков, является погрешность показаний, т.е. отклонение полученных данных от истинного значения температуры в исследуемой точке. Если в качестве метрологического отказа принять выход погрешности ξ_t за границы установленного значения, то вероятностью безотказной работы будет вероятность невыхода процесса ξ_t из допустимой области $[0, d]$ на интервале времени $[0, T]$ при условии, что в начальный момент $\xi_0 = x$, $|x| \leq d$ [1]:

$$P(t) = 1 - P\left(\max_{0 \leq t \leq T} |\xi_t| \geq d | \xi_0 = x\right).$$

Одним из возможных путей повышения точности измерений температуры является построение такой структуры измерительного комплекса, которая обеспечит повышенную надежность измерений, например, объединение двух или более датчиков в одну измерительную систему с целью получения избыточности пока-

© Н.Л. Сальников, 2012

заний в контролируемой точке. Тогда возникает задача оценки эффективности таких систем, состоящих из различных датчиков.

РАЗРАБОТКА КРИТЕРИЯ

Рассмотрим два возможных варианта системы. В первой системе объединены два датчика температуры различных типов (ТЭП и ТПС), во второй – два однотипных датчика, например, два ТЭП.

Показания каждого из датчиков представляют собой в общем случае (рис.1) сумму неизвестного истинного значения температуры T_i^0 в точке v , где производится измерение температуры (полезного сигнала) и погрешности измерения:

$$\begin{aligned}x(t) &= T_t^0 + \xi_t = T_t^0 + a_\xi(t) + \delta_\xi(t), \\y(t) &= T_t^0 + \eta_t = T_t^0 + a_\eta(t) + \delta_\eta(t), \\x_1(t) &= T_t^0 + \xi_1(t) = T_t^0 + a_{\xi_1}(t) + \delta_{\xi_1}(t),\end{aligned}$$

где $a_\xi(t) = M\xi_t$, $a_\eta(t) = M\eta_t$, $a_{\xi_1}(t) = M\xi_1(t)$ – систематические и $\delta_\xi(t)$, $\delta_\eta(t)$, $\delta_{\xi_1}(t)$ – случайные составляющие погрешностей.

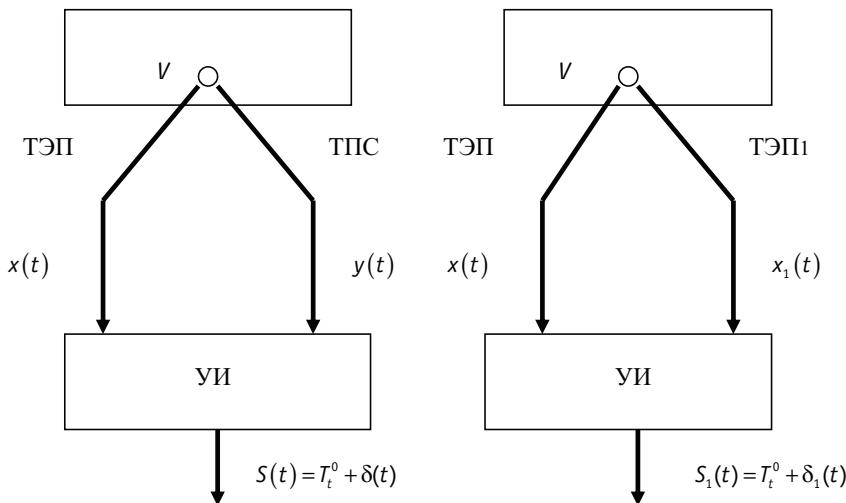


Рис. 1. Схема измерения температуры различными датчиками

Сигналы с первичных преобразователей поступают в устройство обработки информации (УИ), где из измеренных значений температуры $x(t)$, $y(t)$ и $x_1(t)$ вычитываются систематические погрешности и в качестве оценки T_t^0 (наиболее вероятного значения температуры) формируются весовые суммы

$$\begin{aligned}S(t) &= k_\xi(t)x_t^0 + k_\eta(t)y_t^0 = T_t^0 + \delta(t), \\S_1(t) &= l_\xi(t)x_t^0 + l_{\xi_1}(t)x_1^0 = T_t^0 + \delta_1(t),\end{aligned}$$

где $x_t^0 = x_t - a_\xi(t)$; $y_t^0 = y_t - a_\eta(t)$; $x_1^0 = x_1 - a_{\xi_1}(t)$; $k_\xi(t) + k_\eta(t) = 1$; $l_\xi(t) + l_{\xi_1}(t) = 1$.

Коэффициенты в суммах $S(t)$ и $S_1(t)$ берутся такими, чтобы дисперсии $D_{\delta(t)}$ и $D_{\delta_1(t)}$ были минимальными. Это достигается, когда [2]

$$k_{\xi}(t) = \frac{[\sigma_{\xi}^2(t)]^{-1}}{[\sigma_{\xi}^2(t)]^{-1} + [\sigma_{\eta}^2(t)]^{-1}}; \quad k_{\eta}(t) = \frac{[\sigma_{\eta}^2(t)]^{-1}}{[\sigma_{\xi}^2(t)]^{-1} + [\sigma_{\eta}^2(t)]^{-1}};$$

$$l_{\xi}(t) = \frac{[\sigma_{\xi}^2(t)]^{-1}}{[\sigma_{\xi}^2(t)]^{-1} + [\sigma_{\xi_1}^2(t)]^{-1}}; \quad l_{\xi_1}(t) = \frac{[\sigma_{\xi_1}^2(t)]^{-1}}{[\sigma_{\xi}^2(t)]^{-1} + [\sigma_{\xi_1}^2(t)]^{-1}},$$

где $\sigma_{\xi}^2(t) = D\xi(t)$; $\sigma_{\eta}^2(t) = D\eta(t)$; $\sigma_{\xi_1}^2(t) = D\xi_1(t)$.

Нетрудно видеть, что весовые коэффициенты сигналов обратно пропорциональны дисперсиям соответствующих погрешностей, т.е. сигналы с меньшими дисперсиями вносят больший вклад в формирование результирующих сумм $S(t)$ и $S_1(t)$, чем сигналы с большими дисперсиями.

Исследования физических процессов, протекающих в первичных преобразователях и вызывающих недостоверность показаний, не выявили какие-либо общие деградационные механизмы, которые могли бы в равной степени влиять на погрешности датчиков, работающих на разных принципах.

Если же рассматривать датчики одного типа, то их метрологические отказы, как правило, происходят по одним и тем же общим причинам. Это позволяет говорить о независимости отказов ТЭП и ТПС, поэтому предполагается независимость случайных процессов изменения погрешностей. В случае же однотипных датчиков общность причин, приводящих к отказам, дает основание предполагать наличие некоторой корреляционной зависимости между показаниями двух датчиков. Это выражается в том, что в каждый момент времени t

$$\exists COV(x(t), x_1(t)) = COV(\xi(t), \xi_1(t)),$$

причем из естественных соображений эта ковариация неотрицательна.

Таким образом, для дисперсий погрешностей весовых сумм получаем следующие выражения:

$$D\delta(t) = k_{\xi}^2(t)\sigma_{\xi}^2(t) + k_{\eta}^2(t)\sigma_{\eta}^2(t) = \frac{B}{1+B}\sigma_{\xi}^2(t);$$

$$D\delta_1(t) = l_{\xi}^2(t)\sigma_{\xi}^2(t) + l_{\xi_1}^2(t)\sigma_{\xi_1}^2(t) + 2l_{\xi}(t)l_{\xi_1}(t)COV(\xi(t), \xi_1(t)) =$$

$$= \frac{A}{(A+1)^2}(1+A+2r\sqrt{A})\sigma_{\xi_1}^2(t),$$

где $A = A_t = \frac{\sigma_{\xi_1}^2(t)}{\sigma_{\xi}^2(t)}$; $B = B_t = \frac{\sigma_{\eta}^2(t)}{\sigma_{\xi}^2(t)}$; $r = r_t = \frac{COV(\xi(t), \xi_1(t))}{\sigma_{\xi}(t)\sigma_{\xi_1}(t)}$ – коэффициент корреляции.

Нетрудно видеть, что если

$$r \geq \frac{(B-A)(A+1)}{2\sqrt{AA(B+1)}}, \quad (1)$$

то $D\delta_1(t) \geq D\delta(t)$.

А поскольку распределение погрешностей датчиков близко к нормальному, то из (1) следует

$$P(|\delta(t)| \leq d) \geq P(|\delta_1(t)| \leq d),$$

что означает более высокую достоверность выходного сигнала $S(t)$ системы ТЭП-ТПС.

Очевидно, что если условие (1) выполняется для $\forall t \in [0, T]$, то вероятность безотказной работы системы «ТЭП-ТПС» будет выше вероятности безотказной работы системы «ТЭП-ТЭП» (или ТПС-ТПС1):

$$P(T, d) = P(\max_{t \in [0, T]} |\delta(t)| \leq d) \geq P \max_{t \in [0, T]} |\delta_1(t)| \leq d = P_1(T, d).$$

Заметим, что если в (1) положить $A=B$, т.е. $\frac{\sigma_{\xi_1}(t)}{\sigma_{\xi}(t)} = \frac{\sigma_{\eta}(t)}{\sigma_{\xi}(t)}$, то данное условие

примет вид $r_t \geq 0$ и, следовательно, $P(T, d)$ будет заведомо больше $P_1(T, d)$. Таким образом, при соответствующем подборе статистических характеристик погрешностей датчиков избыточные измерения температуры в заданной точке с помощью системы ТЭП-ТПС гарантируют более высокую точность и достоверность по сравнению с измерениями, выполненными группой датчиков одного типа.

Поскольку процессы изменения погрешностей датчиков носят деградационный характер, при их математическом моделировании во многих случаях весьма эффективно применение аппарата марковских непрерывных (диффузионных) процессов. Очевидно, что если погрешности датчиков моделируются диффузионными процессами, то и весовые суммы погрешностей $\delta(t)$ и $\delta_1(t)$ можно описать некоторыми стохастическими дифференциалами. Тогда задача определения вероятности безотказной работы исследуемых систем сводится к определению вероятностей невыхода траекторий диффузионных процессов $\delta(t)$ и $\delta_1(t)$ за допустимый уровень.

ОЦЕНКА МЕТРОЛОГИЧЕСКОЙ НАДЕЖНОСТИ

Проведем оценку метрологической надежности приведенных выше (рис.1) измерительных систем по эксплуатационным данным об изменении во времени погрешностей хромель-алюмелевых термопар и термометров сопротивления, установленных в термометрической решетке ЯУ и работающих в диапазоне температур 500–600°C. Значения погрешностей определялись путем сравнения показаний исследуемых датчиков с показаниями платино-родиевого термоэлектрического преобразователя, которые принимались за точные значения температуры. Стохастические дифференциалы определены на основании функционалов Бакстера и Гирсанова [1]:

$$d\xi_t = -0,184 \cdot 10^{-3} \xi_t + 0,344 \cdot 10^{-3} t dW_t, \quad \xi(0) = 1,$$

$$d\eta_t = -0,150 \cdot 10^{-3} \eta_t dt + 0,137 dW_t, \quad \eta(0) = 14,$$

$$d\xi_1(t) = -0,162 \cdot 10^{-3} \xi_1(t) dt + 0,375 \cdot 10^{-3} dW_t, \quad \xi_1(0) = -2,$$

где время t измеряется в часах, значения погрешностей – в °C.

Из этих уравнений находим в явном виде [3] зависимости математических ожиданий и дисперсий погрешностей во времени:

$$a_{\xi}(t) = \exp[-0,184 \cdot 10^{-3} t];$$

$$\sigma_{\xi}^2(t) = 0,118 \cdot 10^{-6} \exp[-0,368 \cdot 10^3 t] \cdot \int_0^t s^2 \exp[0,368 \cdot 10^{-3} s] ds;$$

$$a_{\eta}(t) = 14,0 \cdot \exp[-0,150 \cdot 10^{-3} t]; \quad \sigma_{\eta}^2(t) = -63,3 \cdot \{ \exp[-0,3 \cdot 10^{-3} t] - 1 \};$$

$$a_{\xi_1}(t) = -2,0 \cdot \exp[-0,162 \cdot 10^{-3} t];$$

$$\sigma_{\xi_1}^2(t) = 0,141 \cdot 10^{-6} \cdot \exp[-0,324 \cdot 10^{-3} t] \cdot \int_0^t s^2 \exp[0,324 \cdot 10^{-3} s] ds.$$

Далее получаем дискретные реализации процессов $\delta(t)$ и $\delta_1(t)$. Их стохастические дифференциалы имеют вид

$$d\delta(t) = 0,216 \cdot 10^{-3} t dW_t, \quad \delta(0) = 0,0;$$

$$d\delta_1(t) = 0,258 \cdot 10^{-3} t dW_t, \quad \delta_1(0) = 0,0.$$

Численное решение уравнений для определения вероятностей безотказной работы $P(T, d)$ и $P_1(T, d)$ приведено на рис. 2.

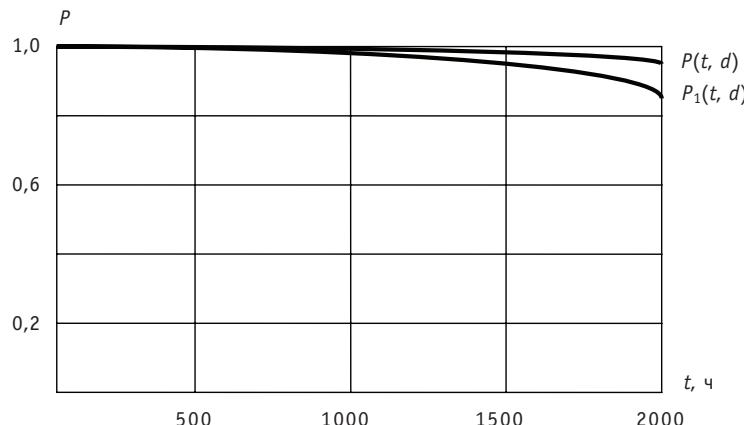


Рис. 2. Вероятности безотказной работы $P(t, d)$ и $P_1(t, d)$

ВЫВОДЫ И РЕКОМЕНДАЦИИ

Для разработки измерительных комплексов повышенной надежности, которые лежат в основе управляющих систем ЯУ, требуется создание формального математического аппарата оценки эффективности различных структур комплексов. Предложенный в данной работе критерий позволяет путем подбора соответствующих статистических характеристик первичных датчиков оценивать такие структуры.

Например, формальный критерий (1) позволяет проводить сравнение систем измерения температуры (или других измерительных систем) со структурной избыточностью для повышения точности показаний.

Литература

1. Острайковский В.А., Сальников Н.Л. Вероятностное прогнозирование работоспособности элементов ЯЭУ – М.: Энергоатомиздат. 1990. – 416 с.
2. Иордан Г.Г., Батова Г.П. Адаптивное устройство обработки избыточной информации / В сб. «Приборостроение и автоматический контроль». – М.: Машиностроение, 1978. – С. 254–260.
3. Тихонов В.П., Миронов М.А. Марковские процессы. – М.: Сов. радио, 1977. – 488 с.

Поступила в редакцию 16.02.2012

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА ЭЛЕКТРОФИЗИЧЕСКОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ДИСПЕРСНУЮ СРЕДУ В УСТРОЙСТВАХ ВЫСОКОЭФФЕКТИВНОЙ ФИЛЬТРАЦИИ ГАЗОВЫХ СРЕД ОТ АЭРОЗОЛЕЙ РАЗЛИЧНОГО ПРОИСХОЖДЕНИЯ

И.В. Ягодкин, А.М. Посаженников, А.Г. Гришин, В.П. Мельников

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



В работе освещаются вопросы экспериментального исследования воздействия аэронализации на процессы улавливания аэрозольных частиц из воздушного потока при использовании комбинированных фильтрующих систем.

Ключевые слова: аэрозоли, аэроионизация, очистка газовых сред, аэрозольные фильтры, высокоэффективные аэрозольные фильтры, электрофизическое воздействие.

Key words: aerosols, aeroionization, cleaning of gas-air flows, aerosol filters, high-efficiency aerosol filters, the method of electophysical action.

ВВЕДЕНИЕ

Очистка газовоздушных потоков в различных отраслях промышленности остается одним из самых важных направлений в области технологий защиты окружающей среды от аэrozолей различного происхождения, в том числе радиоактивных и токсичных.

Высокоэффективные аэрозольные фильтры, использующиеся сегодня на АЭС имеют малый ограниченный ресурс работы и высокую стоимость изготовления и эксплуатации. Следует отметить, что после выработки срока эксплуатации они подлежат захоронению, что в свою очередь является дополнительным источником радиоактивных отходов большого объема ($\sim 320 \text{ м}^3$ в год).

Сложившаяся ситуация с газоочисткой от радиоактивных и токсичных аэрозольных частиц на АЭС требует, с одной стороны, усовершенствования традиционных подходов к созданию фильтрационного оборудования, с другой стороны – разработки принципиально новых методов и средств очистки воздуха, а именно, принципа комбинированной очистки, основанного на создании на аэрозольных частицах специфических свойств в ионизированном газовом потоке с последующим их улавливанием на фильтрах [1].

© И.В. Ягодкин, А.М. Посаженников, А.Г. Гришин, В.П. Мельников, 2012

Экологическая, в том числе и радиационная безопасность, связанная с эксплуатацией оборудования предприятийadioхимической, атомной, приборостроительной и др. отраслей промышленности, во многом определяется состоянием воздушной среды. Поэтому особую важность играет качество используемого фильтрационного оборудования, в частности, аэрозольных фильтров, способных обеспечить высокоеэффективную очистку воздушных сред от радиоактивных и токсичных аэрозолей различного происхождения.

Развитие фильтрующих материалов достигло своего предела. Оно шло по пути уменьшения размера фильтрующих волокон (рис. 1). Сегодня дальнейшее уменьшение размера волокон становится экономически невыгодным дорогостоящим мероприятием. Можно нарастить «нанонити» на волокнах фильтрующего материала, но пока не существует технологий, которые позволили бы сделать это в промышленных масштабах и по конкурентной цене с уже использующимися высокоэффективными аэрозольными фильтрующими материалами. В связи с этим актуальна проблема поиска новых путей развития фильтрации не за счет уменьшения размеров волокон фильтрующего материала, а за счет изменения свойств фильтруемой среды при воздействии на нее различными методами.

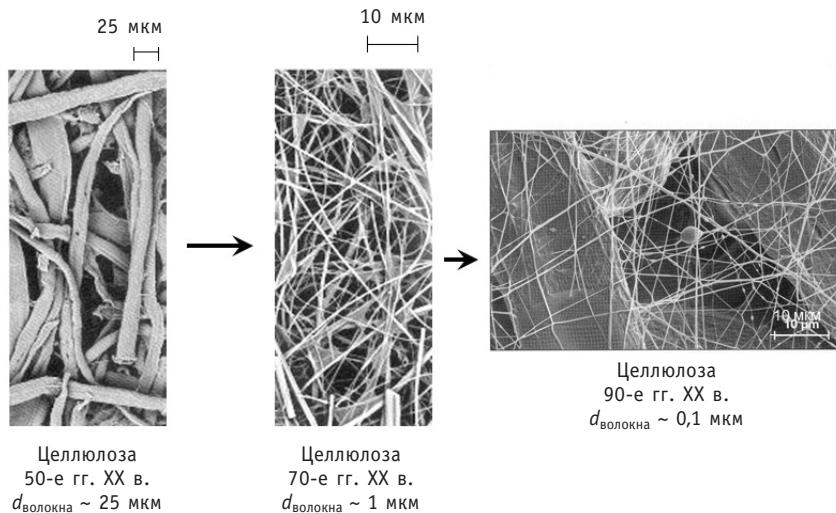


Рис. 1. Этапы развития фильтрующих материалов

Существует огромное количество методов очистки воздуха от аэрозолей с использованием различных воздействий на очищаемую среду: механическая очистка газов, включающая в себя сухие и мокрые методы (гравитационное осаждение, инерционное осаждение, центробежные методы очистки газов, насадочные скруббера, скруббера Вентури, центробежные скруббера), электростатическая очистка газов, но ни один из перечисленных методов не подходит для высокоэффективного улавливания наиболее проникающих аэрозольных частиц диаметром 0,2–0,5 мкм. Для улавливания наиболее проникающих аэрозольных частиц предлагается использовать метод электрофизического воздействия на дисперсную среду с последующим улавливанием аэрозольных частиц на «грубом» фильтроматериале класса G2 (ГОСТ Р 51215-99).

Метод электрофизического воздействия на дисперсную среду [2] основан на создании заряда на аэрозольных частицах с целью их последующего более эффективного улавливания высокопористой фильтрующей средой. Достигаемое при этом увеличение эффективности очистки по аэрозольным частицам на предвари-

тельной ступени грубой очистки может существенно снизить концентрацию аэрозолей, поступающих на финишную дорогостоящую ступень высокоэффективной очистки, тем самым продлевается срок эксплуатации высокоэффективной секции.

Цель исследования влияния аэроионизации на эффективность улавливания аэрозолей из воздушного потока – определение физических процессов, которые могут играть существенную роль в осаждении заряженных аэрозольных частиц, включая их перемещение и взаимодействие с диэлектрическими и проводящими материалами фильтрующих систем. Такими физическими процессами являются зарядка аэрозольных частиц различного размера и состава в поле коронного разряда и за счет трибоэлектризации при взаимодействии частиц с материалами фильтрующих систем, процессы движения заряженных частиц в собственных и внешних электрических полях в присутствии основного газодинамического потока и взаимодействия заряженных аэрозольных частиц между собой.

Экспериментальные и теоретические исследования воздействия интенсивной аэроионизации на процессы улавливания аэрозольных частиц из воздушного потока при использовании комбинированных фильтрующих систем дают возможность определить факторы, влияющие на эффективность осаждения аэрозольных частиц из воздушного потока, выявить оптимальные диапазоны параметров электродных и фильтрующих систем, при которых обеспечивается максимальная эффективность осаждения частиц. Полученные результаты могут лежать в основу перспективных технологических устройств комбинированной очистки газов различного назначения.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

Для комплексного исследования влияния параметров аэроионизации (интенсивность коронного разряда, величина напряженности электрического поля) и характеристик фильтрующей системы на эффективность фильтрации аэрозольных частиц была разработана и создана экспериментальная установка. Принципиальная схема установки представлена на рис. 2. Основными элементами установки являются аэрозольная камера с генератором аэрозолей конденсационного типа; ионизатор; универсальный переносной счетчик аэроионов UT-8401; лазерный аэрозольный спектрометр с компьютерным управлением и системой обработки данных; экспериментальный участок, моделирующий воздуховод; побудитель расхода – вентилятор с регулятором напряжения; прибор комбинированный цифровой Щ-300; фильтродержатель.

Рабочий участок представляет собой цилиндрическую трубу диаметром 200 мм длинной 1500 мм, в котором последовательно установлены коронирующие электроды, фильтрующий материал, побудитель расхода. Исследуемый фильтроматериал закрепляется в фильтродержателе.

В качестве коронирующих электродов в экспериментах использовались три электродные системы:

- восемь игл, распределенных по диэлектрическому держателю, расположенному в поперечном сечении воздуховода;
- ряд гладких коронирующих проводов, установленных перпендикулярно потоку воздуха (диаметр проводов 300 мкм, расстояние между проводами 35 мм);
- ряд пилообразных электродов, установленных перпендикулярно потоку воздуха и направленных острием в сторону осадительных электродов.

В качестве фильтрующих элементов использовались материалы трех видов: металлическая мелкоячеистая (160 мкм) сетка (ФС6); диэлектрический полиэфирный материал ФЛ-150 (ФС2); полотно иглопробивное из металловолокон (металловолокон) (ФС1). В большинстве экспериментов использовалась комбинация не-

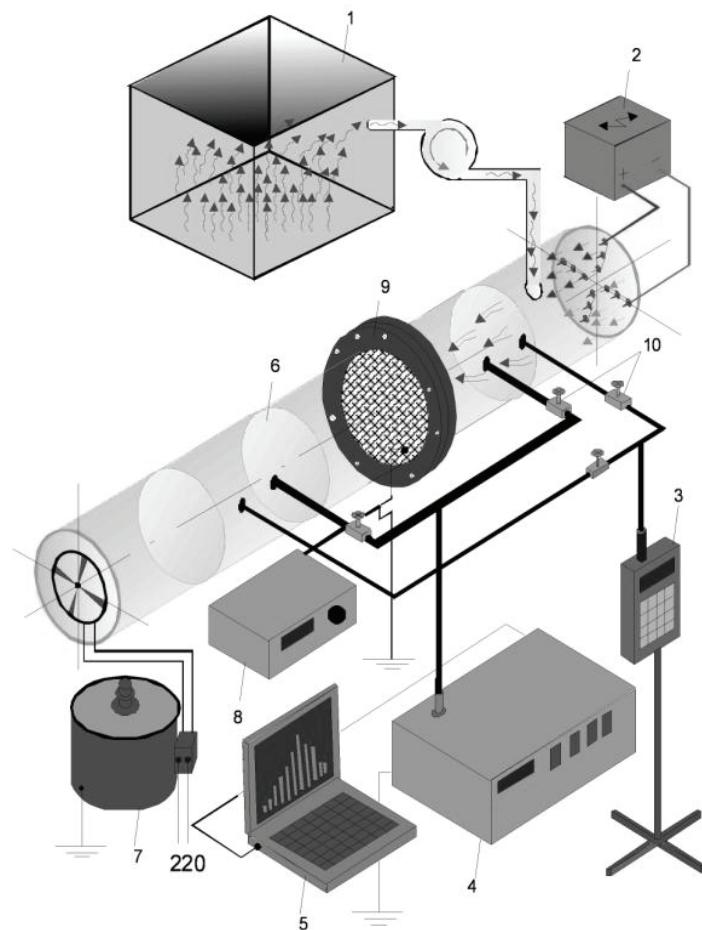


Рис. 2. Схема экспериментальной установки: 1 – аэрозольная камера с генератором аэрозолей конденсационного типа; 2 – ионизатор для генерации аэроионов; 3 – универсальный переносной счетчик аэроионов UT-8401; 4 – лазерный аэрозольный спектрометр; 5 – компьютерное управление и система обработки данных; 6 – экспериментальный участок, моделирующий воздуховод; 7 – побудитель расхода – вентилятор с регулятором напряжения; 8 – прибор комбинированный цифровой Щ-300; 9 – фильтродержатель; 10 – вентиль

скольких проводящих и диэлектрических фильтроматериалов: ФЛ-150 + металлическая сетка (ФС3); ФЛ 150 + металловой лок (ФС4); ФЛ 150 + металлическая сетка + металловой лок (ФС5); металловой лок + сетка (ФС7).

Для проведения исследований влияния аэроионизации на эффективность улавливания аэрозольных частиц из воздушного потока при различных условиях была предусмотрена возможность изменения межэлектродного расстояния между фильтроматериалом и коронирующими электродами, расхода воздуха и других параметров.

Во время исследований аэрозольная камера не использовалась. Забор воздуха осуществлялся из атмосферы большой аэрозольной комнаты объемом в 250 м^3 , содержащей аэрозольные частицы различного размера в относительно малых концентрациях. В течение всего времени проведения экспериментов контролировалась счетная концентрация аэрозольных частиц в атмосферном воздухе. Общая концентрация аэрозольных частиц в комнатном атмосферном воздухе в различные дни проведения экспериментальных исследований могла меняться от $\sim 10^4$ до $\sim 10^6 \text{ 1/l}$.

Измерения концентрации аэрозольных частиц проводилось лазерным спектрометром с забором воздуха после фильтрующего элемента на расстоянии 30 см от него. При проведении экспериментальных исследований использовались четыре варианта расхода воздуха (линейная скорость потока) через аэрозольную камеру: 1 – 5,5 м³/ч (4 см/с); 2 – 16 м³/ч (14 см/с); 3 – 26 м³/ч (23 см/с); 4 – 36 м³/ч (31 см/с). В большинстве экспериментов устанавливался один и тот же расход воздуха через фильтрующую систему – 16 м³/ч (14 см/с).

На коронирующие электроды подавалось напряжение отрицательной полярности от высоковольтного источника. Диапазон подаваемого напряжения во время экспериментальных исследований был от 1 до 17 кВ.

РЕЗУЛЬТАТЫ

На базе испытательного стенда на кафедре техники и электрофизики высоких напряжений Московского энергетического института (технический университет) при участии сотрудников данной кафедры В.К. Роддатиса и А.Г. Темникова проведены экспериментальные исследования параметров аэроионизации (систем коронирующих электродов и интенсивности создаваемого ими коронного разряда) и характеристик фильтрующей системы на изменение концентрации и дисперсного состава модельных аэрозолей в воздушном потоке.

В процессе исследований были рассмотрены три вида электродных систем («иглы – плоскость», «ряд проводов – плоскость», «ряд пилообразных электродов – плоскость»), типичных для электрической фильтрации газоаэрозольных потоков. Эксперименты показали, что наибольшая эффективность улавливания наблюдается для пилообразных коронирующих электродов (рис. 3). При этом система пилообразных коронирующих электродов создает малое гидродинамическое сопротивление потоку газа, обеспечивает достаточно интенсивный коронный разряд, имеет высокую механическую прочность, что обеспечивает надежность работы в условиях, характерных для вентсистем АЭС.

Предельный заряд, который могут приобрести аэрозольные частицы в поле коронного разряда, определяется интенсивностью коронного разряда, которая

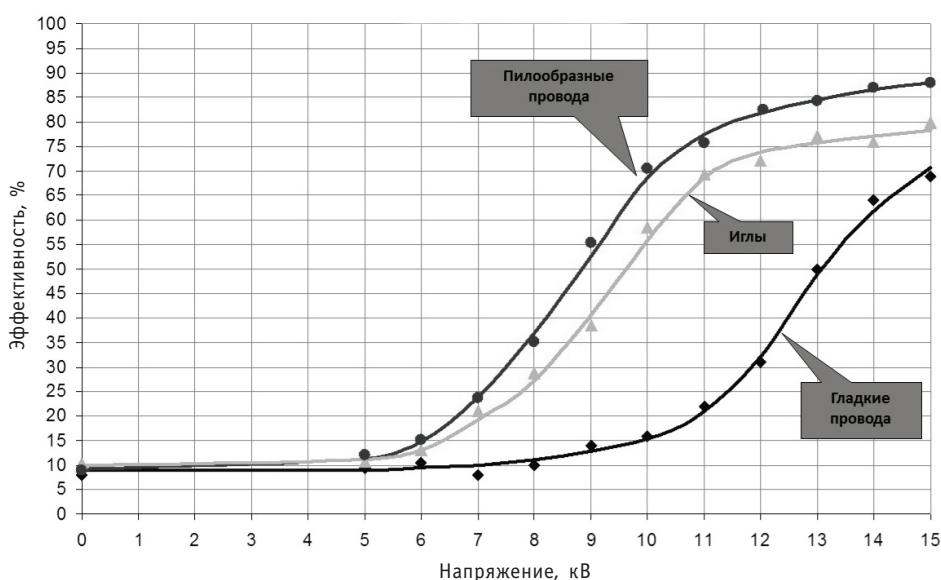


Рис. 3. Зависимость эффективности улавливания аэрозольных частиц диаметром 0,2–0,3 мкм из воздушного потока от вида электродной системы

зависит от приложенного напряжения, вида коронирующих электродов и межэлектродного расстояния. Для частиц с диапазоном размеров 0,1–3,0 мкм значение предельного заряда аэрозольных частиц определяется ударным и диффузионным механизмами зарядки и следующим образом зависит от напряженности поля E в промежутке [3]:

$$q_{\max} = q_{\max_уд} + q_{\max_диф} = 4\pi\epsilon_0 k_e E a^2 + \frac{4\pi\epsilon_0 A_{\max} Da}{K}, \text{ Кл,}$$

где $A_{\max} \approx 6,7$ – параметр диффузионной зарядки; a – радиус частицы (мкм); $k_e = 3\varepsilon/(\varepsilon+2)$; ε – относительная диэлектрическая проницаемость материала частицы; $K \approx 2,2 \text{ см}^2/(\text{В}\cdot\text{с})$ – подвижность ионов; D – коэффициент диффузии ионов ($\text{см}^2/\text{с}$) ($D \approx 0,025 \text{ К}$).

Зависимость зарядки аэрозольных частиц в поле коронного разряда от времени при ударном механизме зарядки выглядит следующим образом [3]:

$$q(t) = q_{\max_уд} \cdot \frac{e \cdot n \cdot K \cdot t}{4\epsilon_0 + e \cdot n \cdot K \cdot t}, \text{ Кл/с,} \quad (1)$$

где e – элементарный заряд, Кл; n – концентрация ионов в межэлектродном промежутке, ионов/ см^3 ; K – подвижность ионов, $\text{см}^2/(\text{В}\cdot\text{с})$; t – время пребывания аэрозольной частицы в зоне действия коронного разряда, с.

Для диффузионного механизма зарядки аэрозольных частиц в поле коронного разряда кинетику зарядки во времени отражает следующая зависимость [3]:

$$t = \frac{\epsilon_0}{enK} \left[Ei\left(\frac{K}{D} \frac{q}{4\pi\epsilon_0 a}\right) - C_0 - \ln\left(\frac{K}{D} \frac{q}{4\pi\epsilon_0 a}\right) \right], \text{ с} \quad (2),$$

где $C_0 = 0,577$ – постоянная Эйлера; $Ei(y)$ – интегральная показательная функция (при $y > 1 Ei(y) \approx e^y/y$); K – подвижность ионов, $\text{см}^2/(\text{В}\cdot\text{с})$; a – радиус частицы, мкм; n – концентрация ионов в межэлектродном промежутке, ионов/ см^3 ; D – коэффициент диффузии ионов, $\text{см}^2/\text{с}$; t – время пребывания аэрозольной частицы в зоне действия коронного разряда (в межэлектродном промежутке), с.

В соответствии с зависимостью (1), чем больше время пребывания аэрозольной частицы в межэлектродном промежутке в зоне действия коронного разряда, тем ближе ее заряд к максимально возможному значению.

Таким образом, максимальные заряды аэрозольных частиц микронного и субмикронного размеров, которые они могут приобрести в поле коронного разряда, находятся в диапазоне 10^{-17} – 10^{-15} Кл.

Чем выше напряженность электрического поля в разрядном промежутке и больше, соответственно, заряд аэрозольных частиц, тем эффективнее они захватываются фильтрующей осадительной системой.

В ходе экспериментов установлено, что при скоростях воздушного потока менее 0,5 м/с при превышении напряженностью электрического поля в промежутке значения 5,3 кВ/см эффективность улавливания фильтрующей системой аэрозольных частиц практически перестает расти. Скорости движения заряженных аэрозольных частиц под действием сил электрического поля достигают значений в десятки сантиметров в секунду, становятся соизмеримыми и даже превышают скорости воздушного потока. В результате, с учетом скорости попутного газодинамического потока аэрозольные частицы «входят» в фильтрующую систему с большей скоростью, и эффективность их улавливания не увеличивается с ростом напряженности поля в промежутке, а даже начинает уменьшаться, несмотря на увеличение собственного заряда частицы и ее электрического взаимодействия с материалами фильтрующей системы.

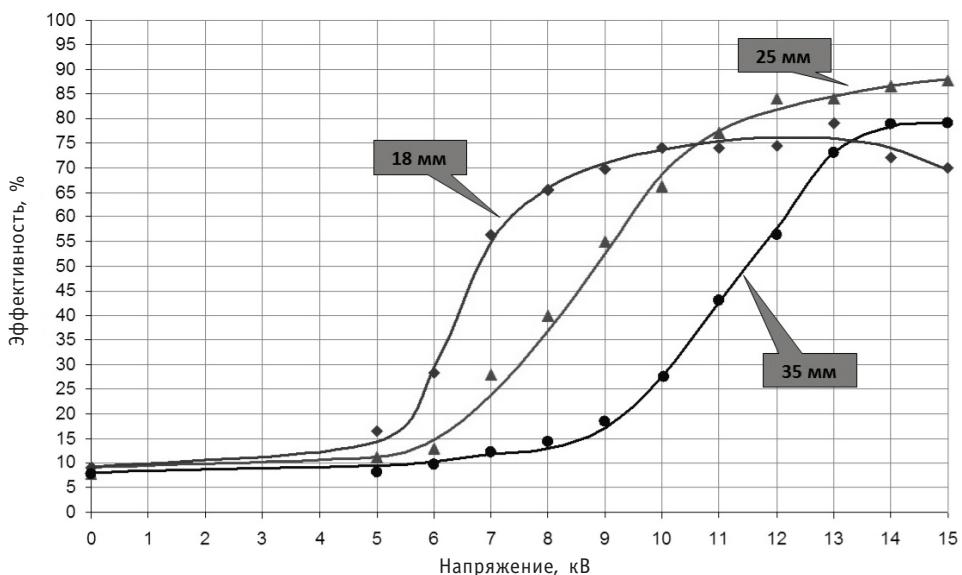


Рис. 4. Зависимость эффективности улавливания аэрозольных частиц диаметром 0,2–0,3 мкм из воздушного потока от межэлектродного расстояния для фильтрующей системы ФС5

В ходе экспериментов установлено, что при скоростях воздушного потока менее 1 м/с из рассмотренного спектра фильтрующих систем существенное снижение концентрации аэрозольных частиц могут обеспечить комбинированные фильтрующие системы, в которых последовательно расположены волокнистые диэлектрические и проводящие элементы.

Это дает возможность задействовать максимальное количество физических механизмов захвата заряженных аэрозольных частиц.

Проведенные исследования показали, что эффективность улавливания аэрозольных частиц из воздушного потока комбинированным фильтром, состоящим из системы коронирующих электродов и фильтрующей системы, установленной поперек потока воздуха, определяется совокупностью одновременного действия следующих факторов: интенсивностью коронного разряда, величиной напряженности электрического поля в промежутке, скоростью потока (расходом) воздуха, характеристиками фильтрующей системы.

Интенсивность коронного разряда зависит от вида электродной коронирующей системы, приложенного напряжения и межэлектродного расстояния.

При использовании комбинации диэлектрических и проводящих фильтрующих материалов (ФЛ 150 + металлическая сетка + металловолокно) наблюдалось снижение проскока аэрозольных частиц (размером 0,1–0,3 мкм) через фильтрующую систему до 10–30% (рис. 6) при скоростях воздушного потока не более 1 м/с (рис. 5) при средней напряженности поля коронного разряда в разрядном промежутке в диапазоне 4–6 кВ/см.

Таким образом, в ходе проведенных экспериментов определены оптимальные характеристики электродной и фильтрующей систем, при которых может быть обеспечено эффективное улавливание аэрозольных частиц из воздушного потока.

ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

Исходя из анализа результатов проведенных экспериментальных исследований можно выделить следующие диапазоны оптимальных параметров, при которых обеспечивается наибольшая эффективность улавливания аэрозольных частиц из

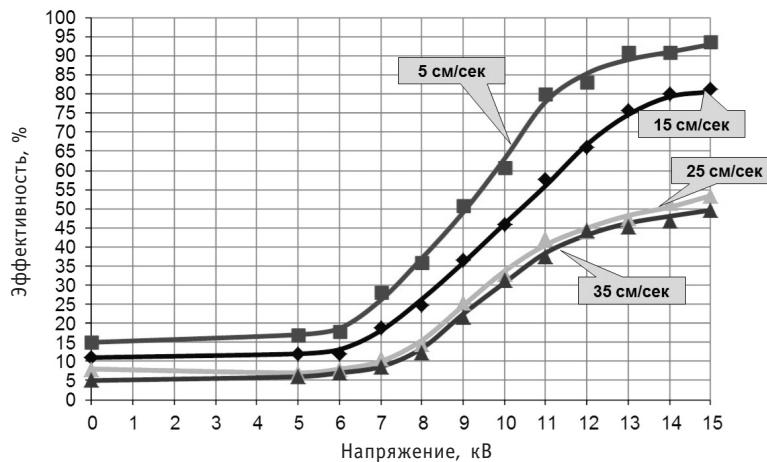


Рис. 5. Зависимость эффективности улавливания аэрозолей диаметром 0,2–0,3 мкм от скорости воздушного потока

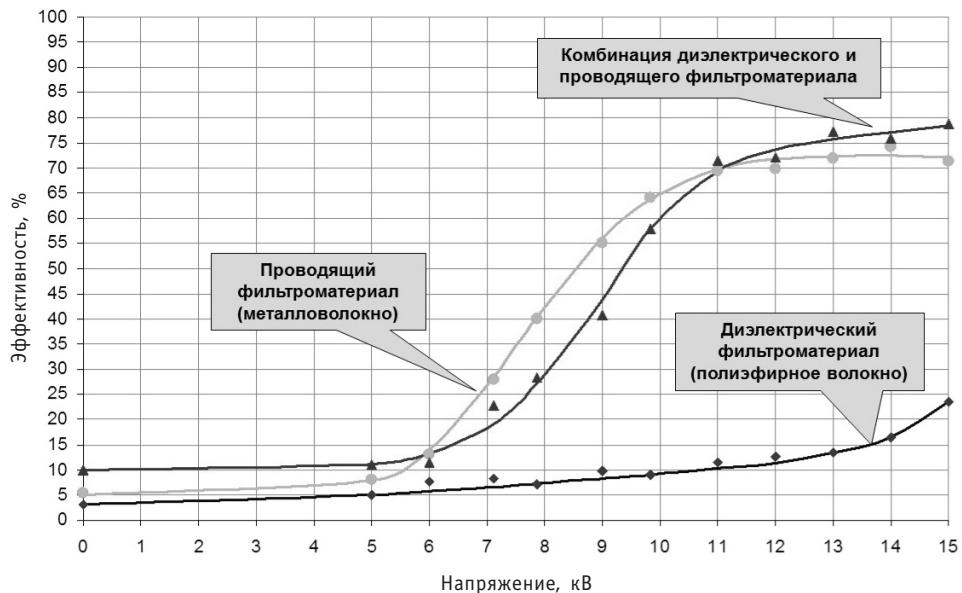


Рис. 6. Зависимость эффективности улавливания аэрозольных частиц диаметром 0,2–0,3 мкм от вида фильтрующей системы

воздушного потока при наличии аэроионизации:

- электродная система (ряд пилообразных электродов – плоскость); при ее использовании обеспечиваются максимальная эффективность осаждения аэрозольных частиц из воздушного потока в поле коронного разряда, технологичность и низкое гидродинамическое сопротивление (50 Па);
- оптимальное межэлектродное расстояние находится в диапазоне 23–27 мм;
- расстояние между коронирующими пилообразными электродами 24–26 мм (рис. 4);
- фильтрующая система ФС5 (диэлектрическая ткань ФЛ-150 + металлическая мелкоячеистая сетка + металловолокно за ней); за счет многофакторного действия составляющих ее диэлектрических и проводящих элементов обеспечивает максимальную эффективность улавливания аэрозольных частиц из воздушного потока;

- напряжения питания электродной системы: отрицательная полярность на коронирующих электродах, оптимальный диапазон 13–15 кВ.

Отрицательная полярность дает возможность обеспечивать режим лавинной короны в широком диапазоне приложенных напряжений без пробоев разрядного промежутка, высокую интенсивность коронного разряда и достаточно высокую среднюю напряженность электрического поля в промежутке, где проходит осаждение заряженных аэрозольных частиц.

Диапазон напряжений питания 13–15 кВ для указанных выше параметров (электродная система, межэлектродное расстояние, тип фильтрующей системы) является оптимальным, так как при нем обеспечивается преобладание позитивных факторов аэроионизации (большой заряд аэрозольных частиц, достаточная скорость их движения в сторону фильтрующей системы и минимальный уход на стеки канала, максимально эффективное взаимодействие заряженных аэрозольных частиц с диэлектрическими и проводящими материалами фильтрующей системы) над негативными факторами (в первую очередь, большой начальной скоростью входления заряженной аэрозольной частицы в фильтрующую систему).

ВЫВОДЫ

1. Определены оптимальные характеристики электродной и фильтрующей систем, при которых может быть обеспечено эффективное улавливание аэрозольных частиц из воздушного потока (тип электродной системы, межэлектродное расстояние, тип фильтрующей системы, значение напряжения питания электродной системы).

2. Установлено, что максимальная эффективность улавливания аэрозолей (до 95%) обеспечивается фильтрующей системой ФС5, содержащей последовательно расположенные диэлектрические и проводящие фильтроэлементы (ФЛ 150 + металлическая сетка + металловолокно). При этом достигается возможность задействовать максимальное количество физических механизмов захвата заряженных аэрозольных частиц.

3. Выявлено наиболее эффективное конструктивное исполнение электродов. Среди рассмотренных электродных систем максимальная эффективность (снижение проскока до 5%) достигается при использовании пилообразных электродов.

4. Найдены оптимальные для эффективного улавливания аэрозольных частиц межэлектродные расстояния (23–27 мм) и диапазон питающего высокого напряжения (13–15 кВ).

Литература

1. Разработка электрофизического метода аэроионной очистки газовых сред / А.М. Посаженников, А.Г. Гришин, П.Н. Мартынов, И.В. Ягодкин, В.П. Мельников / Пленарные и секционные доклады VI Международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». – М. : ФГУП концерн «Росэнергоатом», 2008. – С. 467–469.
2. Разработка устройства комбинированной электрофизической и фильтрационной очистки газо-воздушных сред / А.Г. Гришин, А.М. Посаженников, П.Н. Мартынов, И.В. Ягодкин, В.П. Мельников, А.Г. Темников, В.К. Роддатис / Сборник трудов XI Научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН «Разработка устройства комбинированной электрофизической и фильтрационной очистки газо-воздушных сред».
3. Бортник И.М., Верещагин И.П., Вершинин Ю.Н. и др. Электрофизические основы техники высоких напряжений. – М.: Энергоатомиздат, 1993.

Поступила в редакцию 7.11.2011

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ГИДРОДИНАМИКИ ТЕЧЕНИЯ СВИНЦОВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ И ВОДЫ ЧЕРЕЗ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ УЧАСТОК «ДРОССЕЛЬ-КОЛЬЦЕВОЙ ЗАЗОР»

**А.В. Безносов, М.А. Антоненков, Т.А. Бокова, М.В. Ярмонов,
К.А. Махов, А.А. Молодцов**

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



В НГТУ им. Р.Е. Алексеева проведено экспериментальное исследование и сравнение гидравлических характеристик течения воды и свинцового теплоносителя ($T = 400\text{--}500^\circ\text{C}$) через систему местных гидравлических сопротивлений «дроссель – кольцевой зазор». При испытаниях варьировалась величина относительного зазора ($2\Delta/d = 0,018; 0,036; 0,056$) при остановленном и вращающемся вале. Средняя скорость потока в кольцевом зазоре составляла от 0,01 до 0,1 м/с при содержании кислорода в свинцовом теплоносителе, близком к линии насыщения.

Одним из основных элементов, определяющих работоспособность главных циркуляционных насосов, в реакторных контурах с ТЖМТ является подшипник скольжения, работающий в жидком металле.

Работоспособность подшипника скольжения во многом определяется правильным выбором его конструктивных соотношений: относительного зазора, относительной ширины, угла охвата подшипника.

Полученные результаты показывают, что существует различие гидравлических характеристик на водяном и свинцовом теплоносителях экспериментального участка «дроссель-кольцевой зазор», моделирующего один из основных элементов главного циркуляционного насоса реакторного контура со свинцовым теплоносителем. Это делает некорректным использование расчетных методик для традиционных смазочных жидкостей (вода, масло) при проектировании гидростатических опор скольжения насосов, работающих в среде тяжелых жидкometаллических теплоносителей.

Ключевые слова: гидродинамика, свинец, эксперимент, сравнение, относительный зазор, гидравлические характеристики, гидростатический подшипник.

Key words: hydrodynamics, lead, experiment, comparison, relative clearance, hydraulic characteristics, hydrostatic bearing.

© А.В. Безносов, М.А. Антоненков, Т.А. Бокова, М.В. Ярмонов, К.А. Махов, А.А. Молодцов,
2012

ВВЕДЕНИЕ

Условием работоспособности конструкционных материалов в контурах с ТЖМТ является формирование и доформирование защитных оксидных покрытий на их поверхностях, контактирующих с теплоносителем. Экспериментально показано, что свинцовый и свинец-висмутовый теплоносители не смачивают оксицированные поверхности сталей, ванадиевых и бериллиевых сплавов. Характеристики течения этих теплоносителей в каналах при определенных условиях могут отличаться от характеристик течений теплоносителей, смачивающих стенки контура (вода, натрий) [1].

Для подшипников скольжения, работающих в среде ТЖМТ, традиционные смазочные пленки (пленки масел и др.) неприемлемы. Тяжелые жидкокометаллические теплоносители (свинец, эвтектика свинец-висмут) несовместимы с традиционными смазками по температурным и другим условиям, и только сами ТЖМТ могут находиться в зазоре между контактирующими поверхностями. Эти теплоносители не могут выполнять функции традиционных смазочных веществ, так как не смачивают оксицированные поверхности сталей и чугунов. Наряду с этим пленка движущегося ТЖМТ в зазоре между контактными парами может успешно выполнять функцию отвода тепла, выделяющегося в точках контакта поверхностей, а оксицированные поверхности сталей и чугунов – функцию «сухой» смазки, исключающей непосредственный контакт чистого металла поверхностей контактных пар.

Целью работ, отраженных в статье, является экспериментальное исследование гидравлических характеристик экспериментального участка «дрессель-кольцевой зазор» между вращающимся и неподвижным валом и втулкой, который моделирует элемент гидростатического подшипника насосов на свинцовом теплоносителе, и сравнение их с характеристиками на водяном теплоносителе. Знание этих характеристик необходимо как для учета специфики тяжелых жидкокометаллических теплоносителей при расчете гидростатических подшипников, работающих в среде ТЖМТ, так и для расширения знаний об особенностях гидродинамики потоков высокотемпературных жидкокометаллических теплоносителей.

ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ СТЕНДОВ

Экспериментальные исследования включали в себя последовательно два этапа с одним и тем же экспериментальным участком – на воде и на свинцовом теплоносителе.

Эксперименты проводились с одними и теми же сменными валами, образующими с неподвижной втулкой относительный зазор, равный 0,018; 0,036 и 0,056, сначала на стенде с водой, затем на стенде с высокотемпературным свинцовым теплоносителем.

Стенд с водяным теплоносителем состоял из следующих элементов и систем: циркуляционный водяной электронасос; емкость экспериментального участка диаметром 261 мм с неподвижной втулкой; комплект сменных валов; расходомер водяной; система измерения давления до входа потока в дроссель и в кольцевом зазоре; трубопроводы газа $d_y 10$; компрессор газа; арматура; манометры.

Стенд с высокотемпературным свинцовыми теплоносителем состоял из следующих элементов и систем: циркуляционный жидкокометаллический электронасос; емкость насоса диаметром 309 мм, высотой 725 мм; мерная емкость объемом 4,5 дм³ с двумя электроконтактными сигнализаторами уровня свинца; система защитного газа с баллонами с аргоном и водородом; трубопроводы контура свинцового теплоносителя $d_y 25$; отжимные бачки для замера давления до входа пото-

ка в дроссель и в кольцевом зазоре с электроконтактными сигнализаторами уровня свинца; трубопроводы системы газа; арматура; манометры.

Все оборудование и трубопроводы со свинцовым теплоносителем имели электрообогрев, выполненный в виде электронагревательных спиралей из никромовой проволоки З-НП-3,2-200, мощностью по 3,2 кВт. В качестве электроизоляции проволоки использовались кордиеритовые бусы. Все оборудование и трубопроводы со свинцовым теплоносителем имели теплоизоляцию в виде матов из калиновой ваты.

В состав системы управления и регулирования параметров стенда входило следующее: подсистема автоматического и ручного дистанционного управления электронагревательными спиралями; подсистема управления электродвигателем циркуляционного насоса свинцового теплоносителя; органы управления потоками расплава свинца и газа.

Система сбора, обработки и представления информации включала в себя следующие основные элементы: первичные преобразователи (термопары тип ТХКП, микротермопреобразователи, датчик содержания кислорода в свинце и др.); вторичные преобразователи (дифференциальный усилитель термоЭДС, токовый преобразователь и др.); ЭВМ, укомплектованная АЦП (12 разр., 400 кГц); источники электропитания; вторичные и показывающие приборы; кабели, коммутационная аппаратура; система измерения перепада давления в экспериментальном участке «дроссель-кольцевой зазор», включающая в себя два отжимных бачка, содержащих объемы жидкого металла и газа с электроконтактными сигнализаторами положения свободного уровня свинца (объем свинца подключен к штуцерам до входа потока в дроссель и в кольцевом зазоре; газовый объем подключен к линиям газа высокого давления и сброса газа и к манометру).

В экспериментах определялись гидравлические характеристики системы местных сопротивлений участка «дроссель-кольцевой зазор», представленных в табл. 1.

Характеристики участка «дроссель-кольцевой зазор»

Таблица 1

Местное сопротивление	Характеристика местного сопротивления		
Дроссель	Диаметр суженной части $d_0 = 4$ мм Длина суженной части $l_0 = 6$ мм		
Кольцевой зазор	Диаметр втулки D , мм	Диаметр сменного вала d , мм	Относительный зазор ψ
	114	108	0,056
		110	0,036
		112	0,018
Сменный вал $d = 108$ мм $d = 110$ мм $d = 112$ мм	Средняя скорость, м/с		
	Окружная		Осевая
	на свинце	на воде	на свинце
	3,676		0,022
	3,744		0,038
	3,812		0,074
			0,052
			0,039
			0,128

МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТОВ

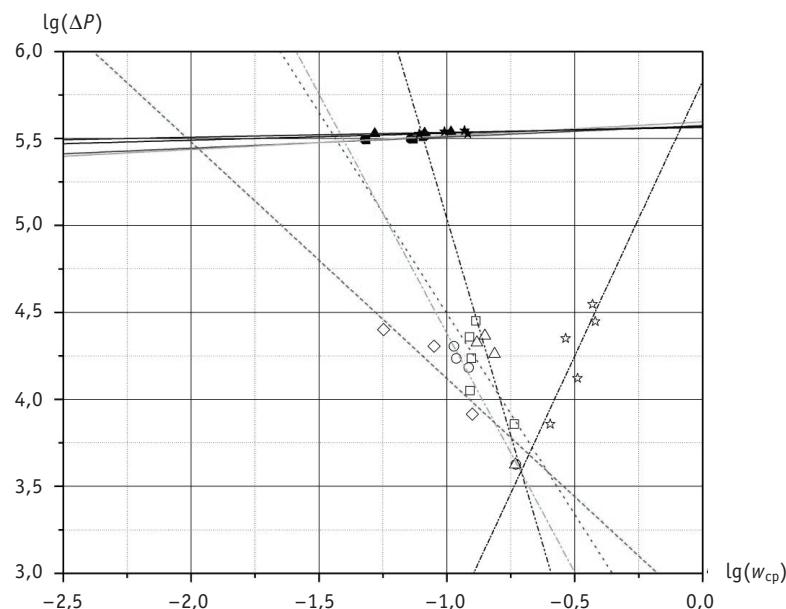
Испытания проводились на воде, затем на свинце.

Испытания на воде проводились при следующих условиях: температура воды – около 20°C, давление на выходе из кольцевого зазора – близкое к атмосферному, объемный средний расход воды – от 0,056 до 0,2 м³/ч. В процессе испытаний измерялись расход воды и соответствующий перепад давления. По экспериментальным данным строился график $\lg(\Delta P) = A + B \cdot \lg(w_{cp})$ для установления степени зависимости потерь давления от средней скорости.

Зависимость коэффициента сопротивления ξ , включающего в себя как местное сопротивление, так и трение, от числа Рейнольдса определяли по формуле

$$\xi = \frac{A}{Re^y}, \quad (1)$$

где A – константа; Re – число Рейнольдса в кольцевом зазоре,



Теплоноситель	Частота вращения ЭУ	Аппроксимирующая кривая $\lg(\Delta P) = A + B \cdot \lg(w_{cp})$
Вода	★ 0 об/мин □ 800 об/мин ○ 1000 об/мин △ 1200 об/мин ◇ 1500 об/мин	- · - · - $\lg(\Delta P) = 5,83 + 3,16 \cdot \lg(w_{cp})$ (0 об/мин) $\lg(\Delta P) = 2,184 - 2,31 \cdot \lg(w_{cp})$ (800 об/мин) — · — $\lg(\Delta P) = 1,63 - 2,75 \cdot \lg(w_{cp})$ (1000 об/мин) — . . — $\lg(\Delta P) = 0,04 - 5 \cdot \lg(w_{cp})$ (1200 об/мин) $\lg(\Delta P) = 2,76 - 1,36 \cdot \lg(w_{cp})$ (1500 об/мин)
Свинец	★ 0 об/мин ■ 500 об/мин ● 650 об/мин ▲ 800 об/мин	— $\lg(\Delta P) = 5,57 + 0,04 \cdot \lg(w_{cp})$ (0 об/мин) — $\lg(\Delta P) = 5,574 + 0,065 \cdot \lg(w_{cp})$ (500 об/мин) — $\lg(\Delta P) = 5,595 + 0,079 \cdot \lg(w_{cp})$ (650 об/мин) — $\lg(\Delta P) = 5,563 + 0,028 \cdot \lg(w_{cp})$ (800 об/мин)

Рис. 1. Зависимость $\lg(\Delta P) = A + B \cdot \lg(w_{cp})$ для относительного зазора $\psi = 0,018$ при испытаниях на воде и свинце при содержании кислорода в свинце $a = 10^{-1}-10^0$

$$Re = \frac{w \cdot S}{\nu}, \quad (2)$$

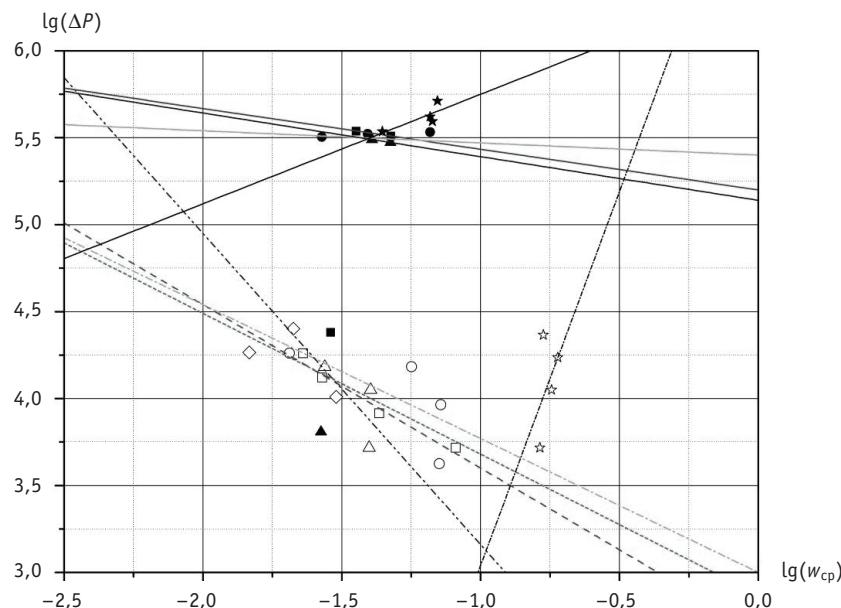
где w – скорость потока в кольцевом зазоре, м/с; S – величина зазора, м; ν – коэффициент кинематической вязкости, $\text{м}^2/\text{с}$.

Показатель степени числа Рейнольдса в (1) определяли по формуле

$$\psi = 2 - B, \quad (3)$$

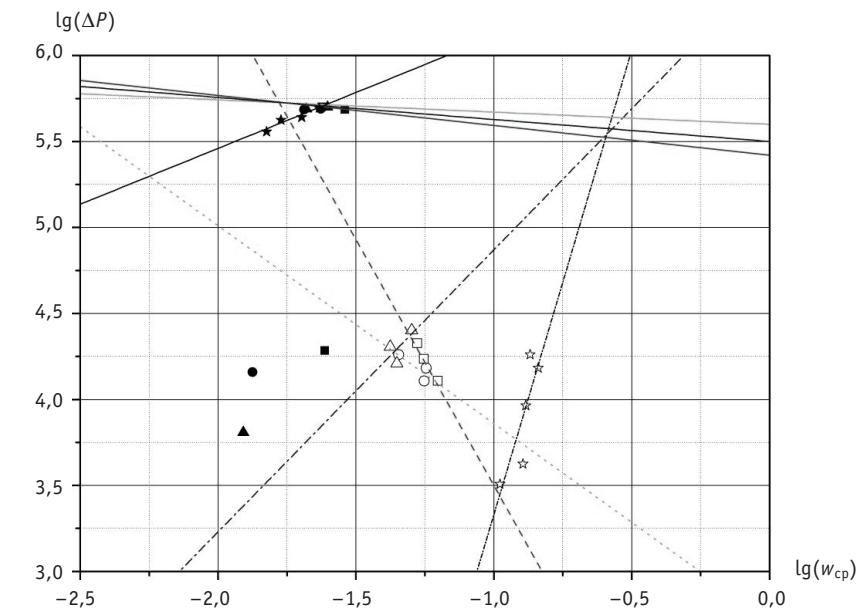
где B – тангенс угла наклона кривой на графике $\lg(\Delta P) = A + B \cdot \lg(w_{cp})$.

Испытания на свинцовом теплоносителе проводились при следующих условиях: температура теплоносителя $450\text{--}500^\circ\text{C}$, давление на выходе из кольцевого зазора – близкое к атмосферному, скорость потока свинца в кольцевом зазоре от 0,01 до 0,1 м/с, число оборотов вала экспериментального участка 500, 650, 800, 1000 об/мин; объемный средний расход свинца от 0,05 до 0,2 $\text{м}^3/\text{ч}$; содержание



Теплоноситель	Частота вращения ЭУ	Аппроксимирующая кривая $\lg(\Delta P) = A + B \cdot \lg(w_{cp})$
Вода	<ul style="list-style-type: none"> ★ 0 об/мин □ 800 об/мин ○ 1000 об/мин △ 1200 об/мин ◇ 1500 об/мин 	<ul style="list-style-type: none"> - - - - $\lg(\Delta P) = 7,34 + 4,3 \cdot \lg(w_{cp})$ (0 об/мин) $\lg(\Delta P) = 2,66 - 0,94 \cdot \lg(w_{cp})$ (800 об/мин) — · — $\lg(\Delta P) = 3 - 0,77 \cdot \lg(w_{cp})$ (1000 об/мин) — · — $\lg(\Delta P) = 1,39 - 1,77 \cdot \lg(w_{cp})$ (1200 об/мин) $\lg(\Delta P) = 2,87 - 0,81 \cdot \lg(w_{cp})$ (1500 об/мин)
Свинец	<ul style="list-style-type: none"> ★ 0 об/мин ■ 500 об/мин ● 650 об/мин ▲ 800 об/мин 	<ul style="list-style-type: none"> — $\lg(\Delta P) = 6,38 + 0,63 \cdot \lg(w_{cp})$ (0 об/мин) — $\lg(\Delta P) = 5,2 - 0,234 \cdot \lg(w_{cp})$ (500 об/мин) — $\lg(\Delta P) = 5,4 - 0,068 \cdot \lg(w_{cp})$ (650 об/мин) — $\lg(\Delta P) = 5,14 - 0,251 \cdot \lg(w_{cp})$ (800 об/мин)

Рис. 2. Зависимость $\lg(\Delta P) = A + B \cdot \lg(w_{cp})$ для относительного зазора $\psi = 0,036$ при испытаниях на воде и свинце при содержании кислорода в свинце $a = 10^{-1}\text{--}10^0$



Теплоноситель	Частота вращения ЭУ	Аппроксимирующая кривая $\lg(\Delta P) = A + B \cdot \lg(w_{cp})$
Вода	<ul style="list-style-type: none"> ★ 0 об/мин □ 800 об/мин ○ 1000 об/мин △ 1200 об/мин 	<ul style="list-style-type: none"> - · - · - $\lg(\Delta P) = 8,73 + 5,4 \cdot \lg(w_{cp})$ (0 об/мин) $\lg(\Delta P) = 0,64 - 2,88 \cdot \lg(w_{cp})$ (800 об/мин) — · — $\lg(\Delta P) = 2,713 - 1,15 \cdot \lg(w_{cp})$ (1000 об/мин) — . . $\lg(\Delta P) = 6,51 + 1,64 \cdot \lg(w_{cp})$ (1200 об/мин)
Свинец	<ul style="list-style-type: none"> ★ 0 об/мин ■ 500 об/мин ● 800 об/мин ▲ 1000 об/мин 	<ul style="list-style-type: none"> — $\lg(\Delta P) = 6,76 + 0,65 \cdot \lg(w_{cp})$ (0 об/мин) — $\lg(\Delta P) = 5,42 - 0,17 \cdot \lg(w_{cp})$ (500 об/мин) — $\lg(\Delta P) = 5,6 - 0,07 \cdot \lg(w_{cp})$ (800 об/мин) — $\lg(\Delta P) = 5,5 - 0,128 \cdot \lg(w_{cp})$ (1000 об/мин)

Рис. 3. Зависимость $\lg(\Delta P) = A + B \cdot \lg(w_{cp})$ для относительного зазора $\psi = 0,056$ при испытаниях на воде и свинце при содержании кислорода в свинце $a = 10^{-1}-10^0$

кислорода в свинце – на линии насыщения; продолжительность испытаний на один относительный зазор – около 24 часов.

Результаты экспериментальных исследований участка с последовательными местными сопротивлениями «дроссель-кольцевой зазор» на водяном и свинцовом теплоносителях обрабатывались по одним и тем же формулам.

До и после проведения серий испытаний производился осмотр состояния поверхностей сменных валов и неподвижной втулки и производилось качественное сравнение износа поверхностей.

Обсуждение результатов испытаний. Сравнение гидравлических характеристик вариантов конструкций дросселей на свинцовом теплоносителе и на воде

На рисунках 1–3 приведены графики зависимости $\lg(\Delta P) = A + B \cdot \lg(w_{cp})$ для различной величины относительного зазора.

Во время испытаний на свинцовом теплоносителе были получены несколько резко выделяющихся результатов (промахов), которые обусловлены малой скоростью потока. Данные точки отражены на рис. 2, 3, 5 и 6.

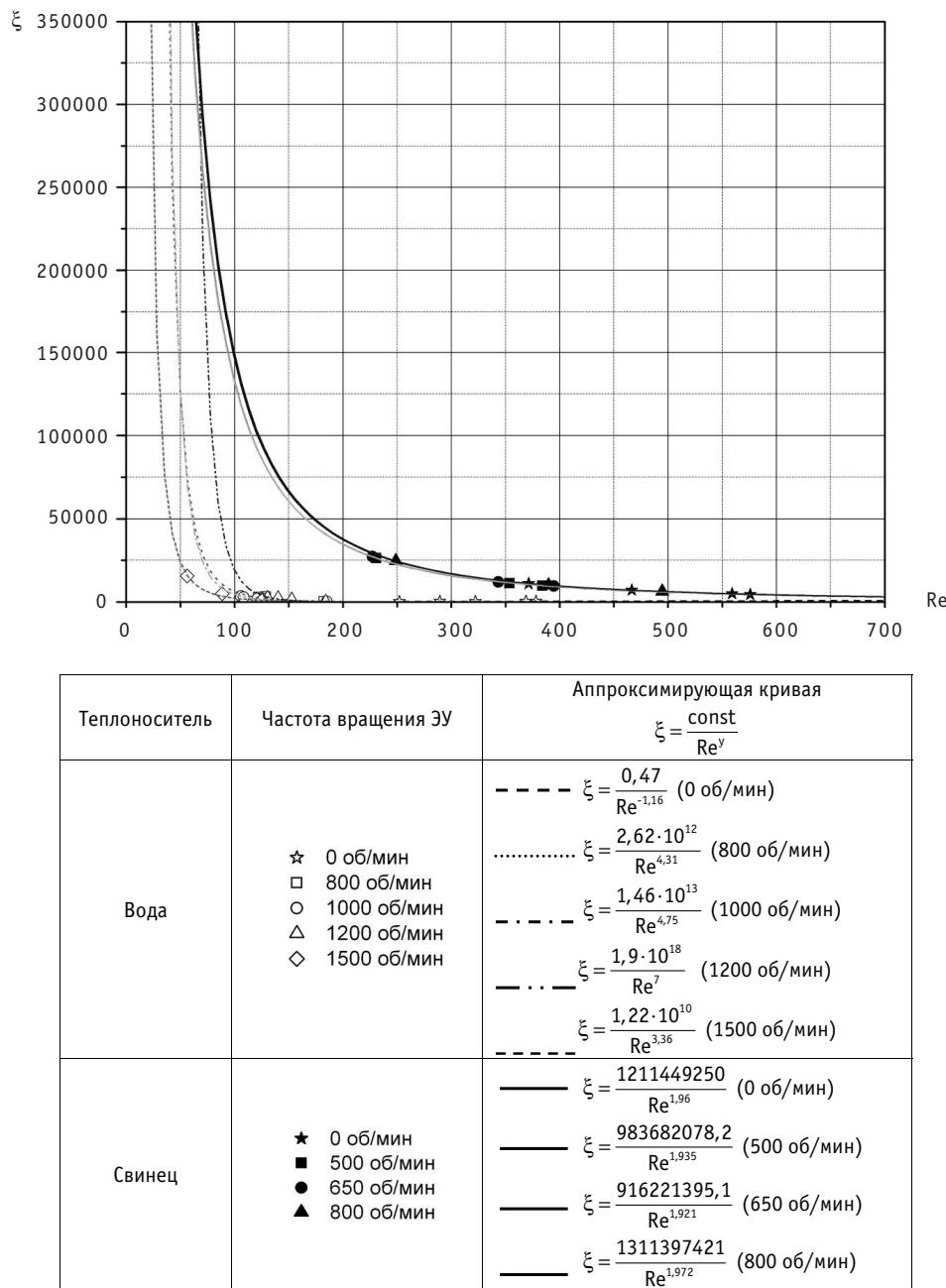


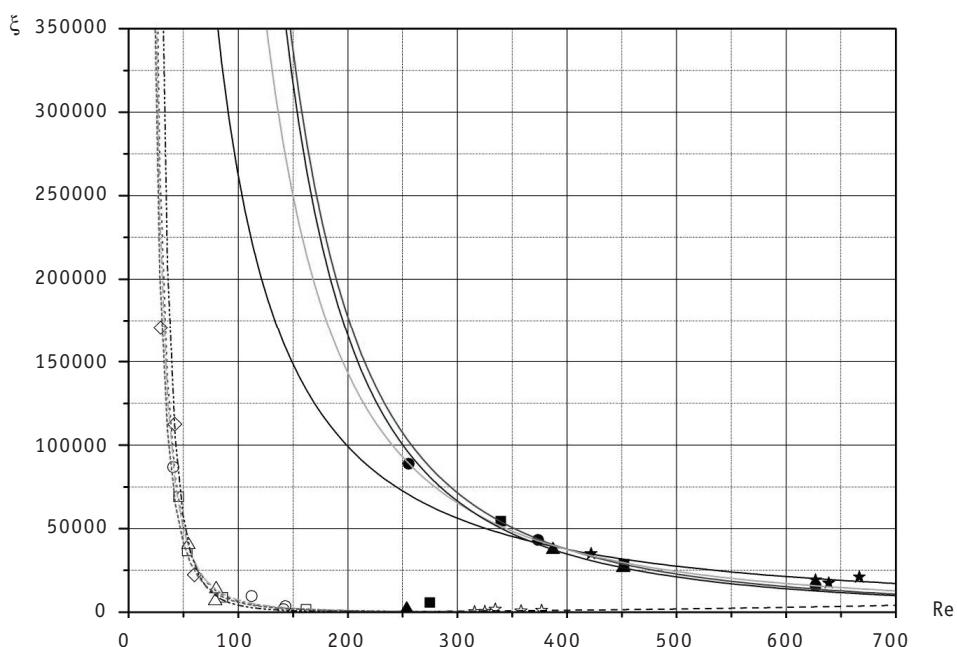
Рис. 4. Зависимость $\xi = f(Re)$ для относительного зазора $\psi = 0,018$ при испытаниях на воде и свинце при содержании кислорода в свинце $a = 10^{-1}-10^0$

Из графиков (рис. 1–3) видно, что перепад давления на исследуемом элементе на свинцовом теплоносителе при изменении числа оборотов вала меняется слабо, что может быть объяснено спецификой течения расплава свинца через два последовательно установленных местных сопротивления.

При анализе зависимостей $\lg(\Delta P) = A + B \cdot \lg(w_{cp})$ (рис. 1–3) выявлено, что величина перепада давления на воде меньше величины перепада на свинце на порядок.

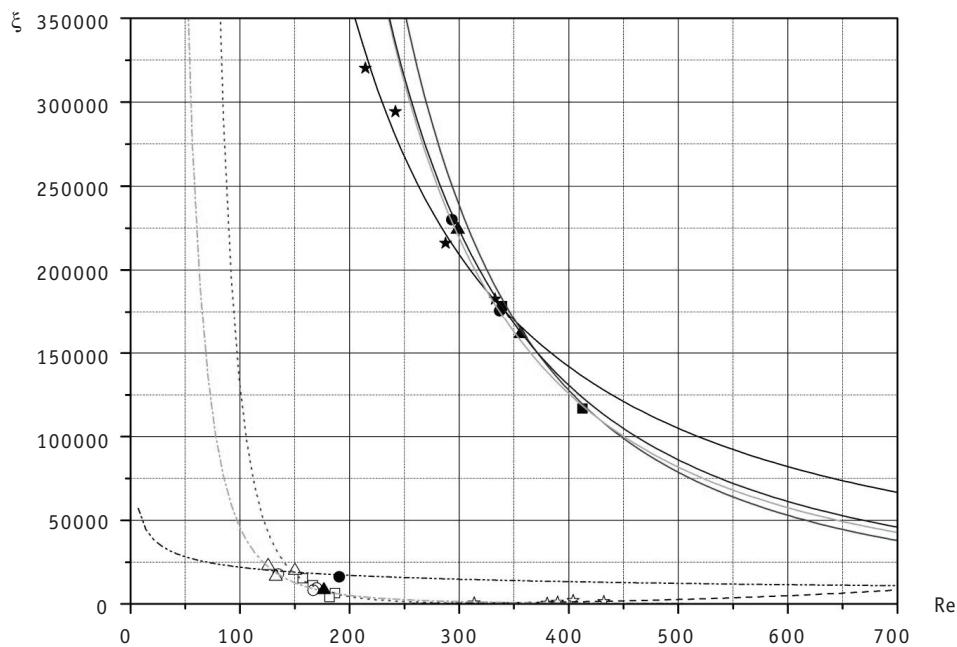
Испытания на воде показали существенное различие гидродинамики при неподвижном и вращающемся вале. При остановленном вале с увеличением скорости потока перепад давления увеличивается. При вращающемся вале величина перепада давления снижается с увеличением скорости водяного теплоносителя.

Испытания на свинцовом теплоносителе также выявили существенное различие гидродинамики потока при неподвижном и вращающемся вале. На высокотемпературном свинцовом теплоносителе графические зависимости



Теплоноситель	Частота вращения ЭУ	Аппроксимирующая кривая $\xi = \frac{\text{const}}{Re^y}$
Вода	★ 0 об/мин	$\xi = \frac{0,001170157795}{Re^{-2,3}}$ (0 об/мин)
	□ 800 об/мин	$\xi = \frac{4979176648}{Re^{2,94}}$ (800 об/мин)
	○ 1000 об/мин	$\xi = \frac{2507286266}{Re^{2,77}}$ (1000 об/мин)
	△ 1200 об/мин	$\xi = \frac{1,43 \cdot 10^{11}}{Re^{3,77}}$ (1200 об/мин)
	◇ 1500 об/мин	$\xi = \frac{2449376428}{Re^{2,81}}$ (1500 об/мин)
Свинец	★ 0 об/мин	$\xi = \frac{165144825,5}{Re^{1,4}}$ (0 об/мин)
	■ 500 об/мин	$\xi = \frac{2,44 \cdot 10^{10}}{Re^{2,234}}$ (500 об/мин)
	● 650 об/мин	$\xi = \frac{3991276924}{Re^{1,932}}$ (650 об/мин)
	▲ 800 об/мин	$\xi = \frac{2,506 \cdot 10^{10}}{Re^{2,251}}$ (800 об/мин)

Рис. 5. Зависимость $\xi = f(Re)$ для относительного зазора $\psi = 0,036$ при испытаниях на воде и свинце при содержании кислорода в свинце $a = 10^{-1}-10^0$



Теплоноситель	Частота вращения ЭУ	Аппроксимирующая кривая
Вода	<ul style="list-style-type: none"> ★ 0 об/мин □ 800 об/мин ○ 1000 об/мин △ 1200 об/мин 	$\xi = \frac{\text{const}}{Re^y}$ <ul style="list-style-type: none"> - - - $\xi = \frac{1,78 \cdot 10^{-6}}{Re^{3,4}}$ (0 об/мин) $\xi = \frac{7,45 \cdot 10^{14}}{Re^{4,88}}$ (800 об/мин) - - - $\xi = \frac{9,08 \cdot 10^{10}}{Re^{3,15}}$ (1000 об/мин) - . - $\xi = \frac{115336,25}{Re^{0,36}}$ (1200 об/мин)
Свинец	<ul style="list-style-type: none"> ★ 0 об/мин ■ 500 об/мин ● 800 об/мин ▲ 1000 об/мин 	<ul style="list-style-type: none"> — $\xi = \frac{462012739,9}{Re^{1,35}}$ (0 об/мин) — $\xi = \frac{5,66 \cdot 10^{10}}{Re^{2,17}}$ (500 об/мин) — $\xi = \frac{1,323 \cdot 10^{10}}{Re^{1,93}}$ (800 об/мин) — $\xi = \frac{9599820544}{Re^{1,87}}$ (1000 об/мин)

Рис. 6. Зависимость $\xi = f(Re)$ для относительного зазора $\psi = 0,056$ при испытаниях на воде и свинце при содержании кислорода в свинце $a = 10^{-1}-10^0$

$\lg(\Delta P) = A + B \cdot \lg(w_{cp})$ при изменении частоты вращения вала экспериментального участка не оказывают заметного влияния на поведение кривых (в пределах испытанных частот вращения вала).

Ход кривых $\xi = f(Re)$ (рис. 4-б), построенных по формуле (1), для воды и свинца конгруэнтен.

Анализ зависимостей коэффициента сопротивления от критерия Рейнольдса на свинце показывает, что с увеличением относительного зазора растет величина коэффициента сопротивления, график зависимости становится более пологим и сдвигается в положительном направлении оси абсцисс. На водяном теплоносителе величина зазора существенно не влияет на коэффициент сопротивления.

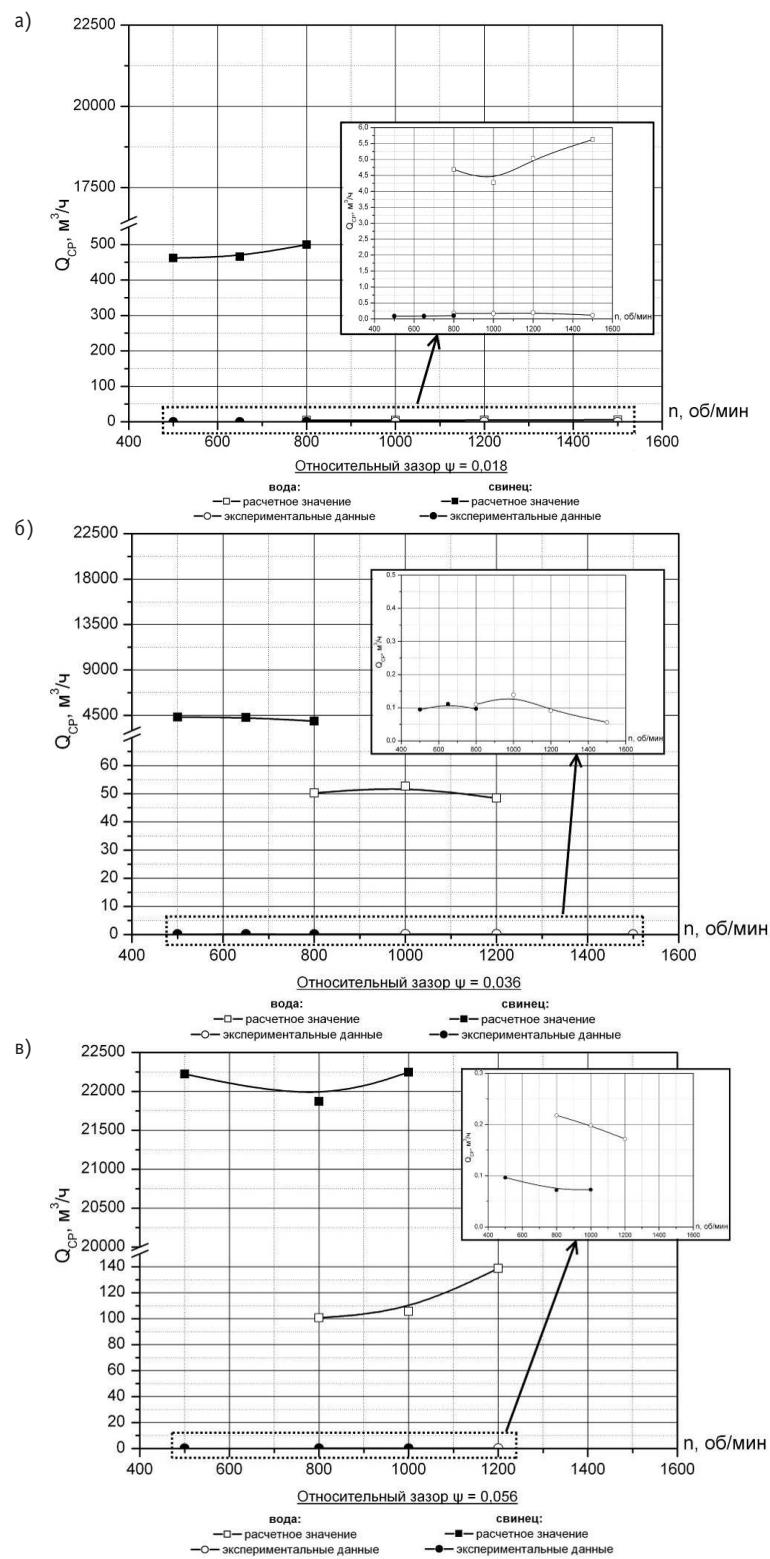


Рис. 7. Зависимость $Q_{Cp} = f(n)$ при испытаниях на воде и свинце и результаты расчета

Полученные различия в гидравлических сопротивлениях одного и того же экспериментального участка на воде и на свинце однозначно определяются различием физических свойств этих теплоносителей.

Сравнение расчетно-теоретических величин расхода через кольцевой зазор на свинце и на воде, определенных по методике [2], с полученными экспериментально (рис. 7) показывает, что результаты расчетов существенно отличаются от экспериментов.

Расхождение достигает от одного до пяти порядков. Существенное различие расчетных и экспериментальных данных можно объяснить изначальным использованием приближенных методов расчета, которые не учитывают движение жидкости по окружности и в осевом направлении, а также физические свойства жидкостей.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Испытания на свинцовом теплоносителе не выявили различий гидравлических характеристик участка «дроссель-кольцевой зазор» при вращающемся и остановленном вале, тогда как для воды такие различия существуют.

2. С ростом относительного зазора на участке, включающем в себя дроссель и кольцевой зазор, при течении высокотемпературного свинцового теплоносителя величины перепада давления и коэффициента местного сопротивления увеличиваются. На воде увеличение относительного зазора влияет только на угол наклона зависимости $\lg(\Delta P) = A + B \cdot \lg(w_{cp})$ при вращающемся вале.

3. Экспериментальные исследования показали различие гидравлических характеристик на воде и на свинцовом теплоносителе элемента гидростатического подшипника «дроссель-кольцевой зазор», что делает некорректным использование существующих методик расчета таких подшипников при их проектировании для работы в свинцовом теплоносителе.

4. Для моделирования течения свинца через экспериментальный участок, состоящий из последовательно установленного дросселя и кольцевого зазора, проливками на воде возможно при умножении формулы (1) на 100. Введение данного коэффициента справедливо для исследованных диапазонов чисел Рейнольдса и величины относительного зазора между валом и втулкой.

Литература

1. Безносов А.В. Тяжелые жидкокометаллические теплоносители в атомной энергетике / А.В. Безносов, Ю.Г. Драгунов, В.И. Рачков. – М.: ИздАТ, 2006. – 370 с.
2. Чернавский С.А. Подшипники скольжения. – М.: Машгиз, 1963. – 243 с.

Поступила в редакцию 16.09.2011

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РАДИАЦИОННОГО ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60

**А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, О.В. Ишунина, Ю.В. Набойщиков,
В.А. Неверов**
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград



В результате расчетно-экспериментальных исследований по определению величины радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60 выявлены недостатки используемых в настоящее время расчетных методов. Предложен алгоритм расчетного определения радиационного тепловыделения, устраняющий найденные недостатки.

Ключевые слова: облучательное устройство, радиационное тепловыделение, калориметр, гамма-квант, гамма-излучение, продукты деления.

Key words: irradiation rig, radiation heat rate, calorimeter, gamma quantum, gamma radiation, fission products.

ВВЕДЕНИЕ

Для реализации проектов перспективных ядерных реакторов на быстрых нейтронах необходимы новые конструкционные материалы, способные длительно сохранять свои свойства в экстремальных условиях работы. Для обоснования гарантированного ресурса эксплуатации изделий и устройств из этих материалов требуется надежная информация об изменении их исходной структуры, механических свойств, химического состава в результате воздействия реакторного излучения, температуры и среды. Получить такую информацию можно только с помощью реакторных испытаний образцов материалов при заданных условиях с контролируемыми параметрами.

Из всего парка отечественных исследовательских реакторов по нейтронно-физическим характеристикам (НФХ) и температурным режимам для испытаний материалов быстрых реакторов более всего подходит исследовательский реактор на быстрых нейтронах БОР-60. В то же время по ряду причин возможности реактора БОР-60 в части контроля условий облучения ограничены. В связи с этим требуется постоянно совершенствовать расчетные методики определения параметров испытаний образцов материалов, в частности, такой важной характеристики, как температура облучаемых образцов.

Температура облучаемых образцов зависит от конструкции используемого облучательного устройства (ОУ) и радиационного тепловыделения как в самих образцах, так и в материалах устройства. Следовательно, для повышения точности

© А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, О.В. Ишунина, Ю.В. Набойщиков, В.А. Неверов, 2012

расчета температуры облучаемых образцов актуально снижение неопределенности расчетных оценок радиационного тепловыделения в ОУ.

В работе приведены результаты исследований, цель которых состояла в уточнении методики расчета радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60 с помощью современных комплексов программ и экспериментальных данных.

ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТА

Уточнение расчетных методик возможно лишь с использованием экспериментальных данных, полученных в результате выполнения прямых внутриреакторных измерений. Однако для проведения реакторного эксперимента требуется длительное планирование, разработка и создание специального экспериментального устройства (ЭУ), значительные затраты материальных ресурсов и реакторного времени. К тому же, в настоящее время на облучение в ячейке Д23 реактора БОР-60, единственной ячейке, в которой возможно осуществить эксперимент с выводом информации, существует высокий спрос на годы вперед. Все это приводит к тому, что проведение специального эксперимента по определению радиационного тепловыделения затруднительно. В связи с этим, в настоящей работе использованы данные проведенного в 1977 г. уникального эксперимента по определению радиационного тепловыделения в активной зоне (а.з.) реактора БОР-60 (рис. 1) [1].

Так как атомные номера компонентов большинства испытываемых конструкционных материалов находятся в диапазоне 20–40, то определение радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60 было произведено в образцах из меди ($Z = 29$) с помощью методов радиационной калориметрии [1].

Для проведения измерений использовалось экспериментальное устройство, состоящее из 11 калориметров, 9 из которых располагались в центральной плос-

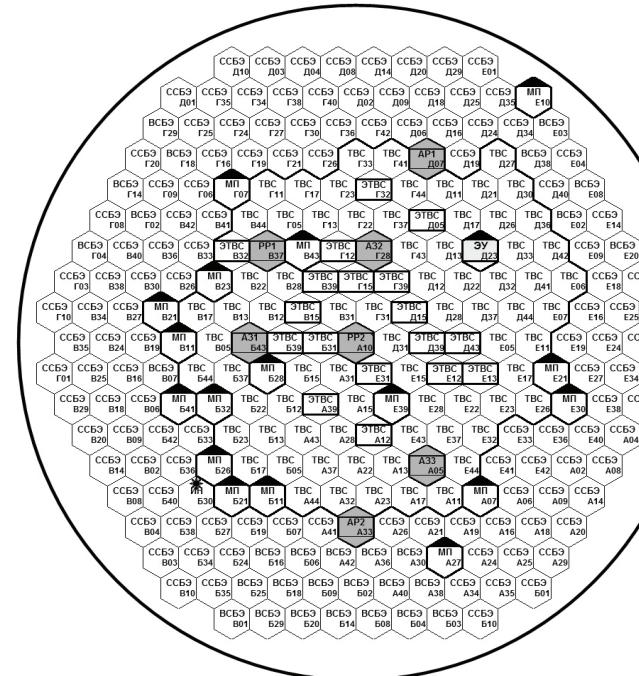


Рис. 1. Картограмма активной зоны реактора БОР-60 на момент проведения измерений: ТВС – топливная сборка; ЭТВС – экспериментальная ТВС; МП – материаловедческий пакет; ССБЭ – стальная сборка бокового экрана; ВСБЭ – воспроизводящая сборка бокового экрана; АР, РР, А3 – органы СУЗ (автоматического и ручного регулирования, аварийной защиты)

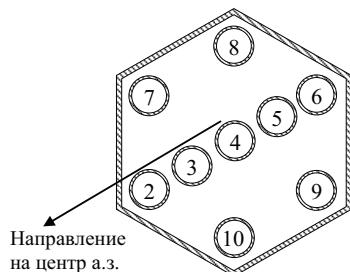


Рис. 2. Схема расположения калориметров в ЭУ на уровне ЦПАЗ

кости а.з. (ЦПАЗ) для получения информации о радиальном распределении тепловыделения в пределах ячейки (рис. 2). Два калориметра № 1 и 11 размещены на центральной оси ЭУ аналогично калориметру № 4 на границе активной зоны и торцевых зон воспроизведения для получения информации об аксиальном распределении тепловыделения (№1 – в верхней части ЭУ, а 11 – в нижней).

Была проведена серия измерений по определению радиального и аксиального профилей распределения радиационного тепловыделения путем имитации расположения ячейки Д23 в 4, 6 и 7 рядах реактора. При этом положение ЭУ оставалось неизменным, а а.з. реактора смещалась относительно устройства, что достигалось взаимной перестановкой ТВС с одной стороны а.з и сборок бокового экрана.

Поскольку съем тепла с ТВС, размещаемых в 6–7 рядах а.з., является ограниченным из-за подачи теплоносителя в рабочие ТВС из камеры низкого давления (КНД), то измерения проводились на уровнях мощности реактора ниже номинального, а именно, 10, 15 и 20 МВт. Результаты всех проведенных измерений приводились к номинальной тепловой мощности реактора тех лет, равной 40 МВт. Погрешность измерений радиационного тепловыделения оценивалась величиной $\pm(6\text{--}7)\%$

КОМПЛЕКСЫ ПРОГРАММ И РАСЧЕТНЫЕ МОДЕЛИ

Комплекс программ MCU-RR [2] предназначен для расчета НФХ ядерных реакторов и подкритических систем методом Монте-Карло в произвольной трехмерной геометрии с детальным учетом энергетической зависимости сечений взаимодействия нейтронов и гамма-квантов с веществом. Результаты расчета по MCU-RR показали хорошее совпадение с данными различных экспериментальных исследований в активной зоне реактора БОР-60 и за ее пределами – в боковом экране, малой поворотной пробке, горизонтальных каналах, биологической защите. Расчет тепловыделения по программе MCU-RR производился с использованием подмодуля PNDOUS [3].

В рамках данной работы изменение нуклидного состава топлива рассчитывалось по программе AFPA [4] с использованием общедоступной базы данных TORI [5], которая содержит информацию о постоянных распада различных нуклидов, энергиях и интенсивностях испускаемых гамма-квантов и др.

В программе AFPA реализовано аналитическое решение уравнений, описывающих изотопную кинетику. Программа обеспечивает расчет остаточного тепловыделения, радиационных характеристик (интегральная активность и ее составляющие, спектр и интенсивность излучения), выгорания, изменения изотопного состава топливных сборок в процессе облучения в реакторе, числа делений, выделившейся энергии. Остаточное тепловыделение рассчитывается по функциям спада от акта деления на делящихся изотопах.

Для проведения расчетных исследований была создана трехмерная гомогенная модель реактора БОР-60, соответствующая состоянию реактора на момент

проведения измерений (рис. 1). Модель состоит из набора шестигранных призм размером «под ключ» 45 мм с различными по высоте зонами: активная часть, зоны воспроизводства и т.д. Внутри каждой зоны находится гомогенная смесь топлива (для топливных сборок), поглотителя (для стержней СУЗ), стали, теплоносителя и (или) других материалов с плотностями, соответствующими плотностям перечисленных материалов в реальных сборках. ЭУ размещено в ячейке Д23.

Геометрия и состав экспериментального устройства описаны детально, отдельно выделены медные детекторы и оболочки калориметров, чехол ЭУ и т.д. Расположение калориметров внутри ЭУ в расчетной модели соответствовало реально-му. Материал проводов термопар гомогенно замешивался в зону, моделирующую теплоноситель.

Погрешность расчетных значений, обусловленная погрешностью ядерных констант и неточностями расчетной модели (гомогенное приближение, неточности изотопного состава выгоревшего топлива в ТВС и поглотителя в органах СУЗ), оценивается величиной $\pm(3\text{--}5)\%$.

СРАВНЕНИЕ РАСЧЕТНЫХ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ

В таблице 1 сравниваются расчетные ($Q^{\text{расчет}}$) и экспериментальные ($Q^{\text{эксп}}$) значения радиационного тепловыделения в калориметрах. По причинам, описанным в работе [1], результаты, полученные с помощью калориметров 3, 9, 10, 11 признаны ненадежными и в таблице не приводятся.

Как следует из табл. 1, полученные с помощью кода MCU-RR расчетные значения радиационного тепловыделения значительно отличаются от экспериментальных. Расхождения лежат в диапазоне 27–38%, а среднее значение составляет 34%. Это намного превышает погрешности, допущенные при проведении экспериментальных исследований. В таком случае необходимо говорить о систематическом занижении результатов, получаемых при выполнении расчетов радиационного тепловыделения в образцах из меди.

Таблица 1

Сравнение расчетных и экспериментальных данных

Номер калориметра	$Q^{\text{расчет}}, \text{Вт}/\text{г}$	$Q^{\text{эксп}}, \text{Вт}/\text{г}$	$(Q^{\text{расчет}} - Q^{\text{эксп}})/Q^{\text{эксп}}, \%$
1	1,63	2,23	-27
2	3,83	6,22	-38
4	3,68	5,61	-34
5	3,61	5,42	-33
6	3,58	5,35	-33
7	3,68	5,92	-38
8	3,61	5,32	-32

Коды прецизионного класса, такие как MCU-RR, по праву считаются наиболее надежными для моделирования переноса излучения и широко используются для расчета нейтронно-физических характеристик реакторов. Вместе с тем, известно, что при расчете стационарного состояния такие коды, как MCU-RR и MCNP не учитывают запаздывающее гамма-излучение от образующихся осколков деления. Известно [6], что при делении ядер урана и плутония в виде мгновенного гамма-излучения выделяется 7–8 МэВ, а в виде запаздывающего – 6–7 МэВ. Таким обра-

зом, гамма-кванты, испускаемые осколками деления, должны вносить существенный вклад в радиационное тепловыделение.

Доля гамма-составляющей (Q_γ) в суммарном радиационном тепловыделении для большинства конструкционных материалов является определяющей (более 90%). В связи с этим необходимо оценить вклад запаздывающих гамма-квантов в гамма-составляющую радиационного тепловыделения.

Составляющая от гамма-квантов, возникающих при активации нейtronами конструкционных материалов, не учитывалась ввиду ее меньшей значимости по сравнению с гамма-излучением, испускаемым продуктами деления ядер топливной композиции в активной зоне реактора.

ОЦЕНКА ВКЛАДА ЗАПАЗДЫВАЮЩИХ ГАММА-КВАНТОВ В РАДИАЦИОННОЕ ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЕ

Для того чтобы оценить вклад в Q_γ запаздывающих гамма-квантов, испускаемых продуктами деления, были проведены дополнительные расчетные исследования.

На первом этапе были определены НФХ в ТВС реактора при работе на мощности 20 МВт. Для каждой ТВС были получены значения плотности потока нейтронов, а также 26-групповые спектры нейтронов (группы БНАБ). Для дальнейших расчетов были получены

- усредненный по а.з. спектр нейтронов (рис. 3);
- среднее по а.з. значение плотности потока нейтронов, которое составило $8.65 \times 10^{14} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$.

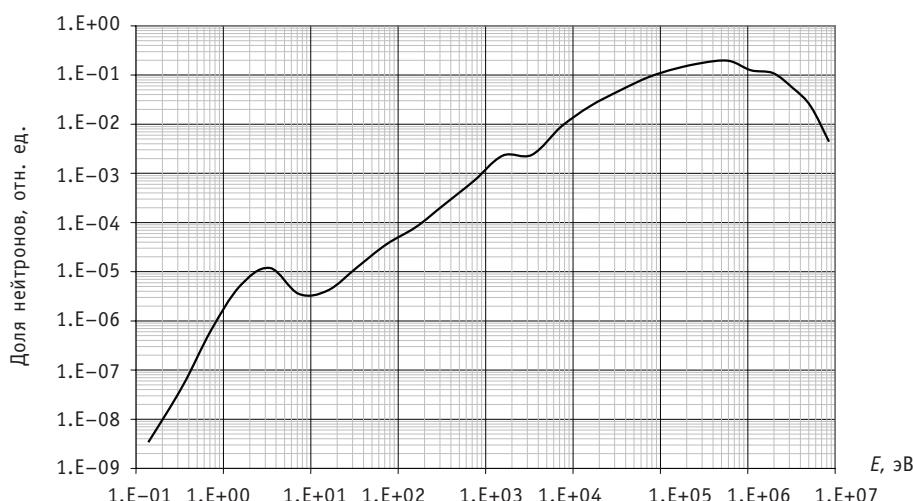


Рис. 3. Средний по активной зоне реактора БОР-60 спектр нейтронов

Полученные результаты использовались в качестве исходных данных для проведения следующего этапа расчета – определения нуклидного состава облученного топлива в а.з. реактора, спектральных и интегральных характеристик запаздывающего гамма-излучения продуктов деления ядер топливной композиции во время работы реактора на мощности. Расчет проводился по программе AFPA. Для проведения оценочного расчета использовался усредненный по а.з. состав топливной композиции (с учетом выгорания). Изменение нуклидного состава сырьевого материала в воспроизводящих экранах реактора БОР-60 не учитывалось. В результате проведенного расчета были получены

- значения активности различных продуктов деления;

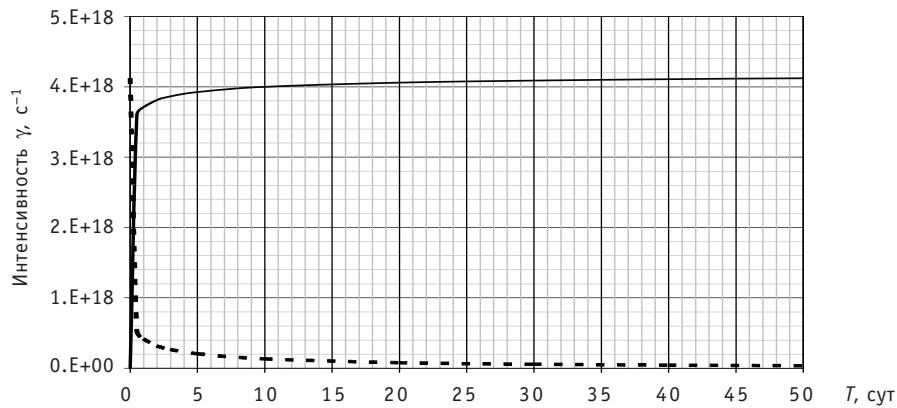


Рис. 4. Зависимость интенсивности запаздывающего гамма-излучения в активной зоне от времени (при работе на мощности (сплошная линия – $W = 20 \text{ МВт}$) и после остановки (пунктирная линия – $W = 0 \text{ МВт}$)

- значения интенсивности гамма-излучения продуктов деления для различных времен работы реактора на мощности (рис. 4);
- усредненный по а.з. энергетический спектр (7 групп) гамма-квантов, испускаемых осколками деления.

Из рисунка видно, что уже после двух суток работы реактора на мощности 20 МВт интенсивность запаздывающего гамма-излучения в а.з. можно приближенно считать постоянной: $(4.0 \pm 0.2) \cdot 10^{18} \text{ с}^{-1}$.

Затем с помощью кода MCU-RR были проведены расчеты радиационного тепловыделения от запаздывающего гамма-излучения в медных детекторах. Моделировался фиксированный источник гамма-квантов с энергетическим спектром, полученным по программе AFPA, распределенный по а.з. реактора пропорционально плотности потока нейтронов. Полученные расчетные значения тепловыделения, как и экспериментальные, нормировались на тепловую мощность реактора 40 МВт.

Расчетное значение радиационного тепловыделения с учетом запаздывающего гамма-излучения

$$Q^{\text{расчет}} = Q_n + Q_{\gamma}^{\text{мгнов}} + Q_{\gamma}^{\text{запазд}}, \quad (1)$$

где Q_n – составляющая тепловыделения от нейтронов, а $Q_{\gamma}^{\text{мгнов}}$ и $Q_{\gamma}^{\text{запазд}}$ – от мгновенных и запаздывающих гамма-квантов соответственно.

В таблице 2 приведены значения радиационного тепловыделения в детекторах, полученные экспериментальным путем ($Q^{\text{эксп}}$) и рассчитанные ($Q^{\text{расчет}}$) с учетом запаздывающих гамма-квантов (1).

Таблица 2

**Сравнение экспериментальных
и уточненных расчетных данных**

Номер калориметра	$Q^{\text{расчет}}$, Вт/г	$Q^{\text{эксп}}$, Вт/г	$(Q^{\text{расчет}} - Q^{\text{эксп}})/Q^{\text{эксп}}, \%$
1	2,23	2,23	0
2	5,41	6,22	-13
4	5,14	5,61	-8
5	5,06	5,42	-7
6	5,04	5,35	-6
7	5,21	5,92	-12
8	5,07	5,32	-5

Из таблицы видно, что уточненные расчетные значения радиационного тепловыделения хорошо согласуются с экспериментальными. Так, среднее отклонение расчетных значений от экспериментальных данных составляет 7%, что вполне укладывается в суммарную погрешность расчета и эксперимента 9–12%.

Таким образом, можно заключить, что обнаруженные ранее существенные расхождения результатов эксперимента и расчета с помощью прецизионного кода MCU-RR, в основном, являются результатом пренебрежения запаздывающим гамма-излучением продуктов деления.

Из вышеизложенного следует, что для планирования облучения каких-либо материалов следует воспользоваться уточненной методикой расчетного определения радиационного тепловыделения, алгоритм которой приведен ниже:

- 1) определить значения Q_n и $Q_\gamma^{\text{мгнов}}$ в исследуемом ОУ – расчет по программе MCU-RR в режиме расчета критичности;
- 2) определить плотность потока и спектр нейтронов в каждой ТВС активной зоны реактора;
- 3) рассчитать по программе AFPA интенсивность и спектр гамма-излучения выгоревшего ядерного топлива от ТВС реактора для заданного момента времени;
- 4) рассчитать по программе MCU-RR значение $Q_g^{\text{запазд}}$ для фиксированного источника гамма-излучения с заданными интенсивностью и спектром;
- 5) определить значение $Q^{\text{расчет}}$ по формуле (1).

Для оперативного планирования и расчетного сопровождения программ reactorных испытаний с помощью кода MCU-RR можно рассчитать корректировочный множитель для Q_γ :

$$K = \frac{Q_\gamma}{Q_\gamma^{\text{мгнов}}}, \quad (2)$$

где Q_γ можно определить двумя способами:

- 1) $Q_\gamma = Q^{\text{эксп}} - Q_n^{\text{расчет}}$;
- 2) $Q_\gamma = Q_g^{\text{запазд}} + Q_\gamma^{\text{мгнов}}$.

В первом случае усредненное значение корректировочного множителя для рассчитанной по MCU-RR величины Q_γ , определенное по формуле (2), составляет $K = 1,56$, во втором – $K = 1,43$.

Следует отметить, что значение K для современных состояний реактора может отличаться от значения, полученного для состояния реактора в 1977 г. Для современных состояний реактора при отсутствии экспериментальных данных множитель K может быть определен только из расчетных значений (второй способ).

Для оперативного планирования программ reactorных испытаний следует определить множитель K для типовой современной кампании реактора по формуле (2), а для расчета температур в ОУ – использовать скорректированные значения радиационного тепловыделения:

$$Q^{\text{korr}} = Q_n + Q_\gamma^{\text{мгнов}} \cdot K. \quad (3)$$

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате проведенных исследований были выявлены недостатки используемых в настоящее время расчетных методов для определения условий облучения материалов в а.з. реактора БОР-60, а именно, несоответствие расчетных и экспериментальных значений радиационного тепловыделения как результат недооценки гамма-составляющей радиационного тепловыделения.

Предложен алгоритм расчетного определения радиационного тепловыделения, учитывающий запаздывающие гамма-кванты, испускаемые продуктами деления. Для

тщательного планирования программ реакторных испытаний следует пользоваться уточненной методикой расчетного определения радиационного тепловыделения.

Для оперативного расчетного сопровождения облучения конструкционных материалов в а.з. реактора БОР-60 достаточно использовать скорректированные по формуле (3) значения радиационного тепловыделения, где множитель K определяется по формуле (2).

Предлагаемая методика расчетного определения радиационного тепловыделения позволила уменьшить ранее наблюдавшиеся расхождения между результатами расчетов температур и данными различных экспериментов на реакторе БОР-60.

Литература

1. Неверов В.А., Краснояров Н.В., Грязев В.А. и др. Исследование полей радиационного энерговыделения в реакторе БОР-60/Препринт НИИАР-6 (414). – Димитровград, 1980.
2. Gomin E., Maiorov L. The MCUMonte Carlo Code for 3D Depletion Calculation. /Proc. of Intern. Conf. on Mathem. and Comput., Reac. Phys., and Envir. Analyses in Nucl Applications, Sept. 27-30 1999. – Spain: Madrid, 1999. V. 2. P. 997-1006.
3. Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю. Разработка и тестирование подмодуля PNDOUS в составе программы MCU-RR для расчета дозовых характеристик нейтронных и фотонных полей/Сб. трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2009 г. – Вып. 1. – С. 27-36.
4. Архангельская Г.А. Программы расчета изменения изотопного состава топлива быстрых реакторов. Отчет ГНЦ РФ-ФЭИ, № 33100, 1980 г.
5. Chu S.Y.F., Ekström L.P. and Firestone R.B. WWW Table of Radioactive Isotopes, database version 2/28/99 from URL <http://nucleardata.nuclear.lu.se/nucleardata/toi/>
6. Нигматулин И.Н., Нигматулин Б.И. Ядерные энергетические установки. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 168 с.

Поступила в редакцию 5.09.2011

ОБОСНОВАНИЕ КОРРЕЛЯЦИИ ДЛЯ РАСЧЕТА КРИТИЧЕСКОГО ТЕПЛОВОГО ПОТОКА В ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРКАХ АЛЬТЕРНАТИВНОЙ КОНСТРУКЦИИ С ПЕРЕМЕШИВАЮЩИМИ РЕШЕТКАМИ-ИНТЕНСИФИКАТОРАМИ ДЛЯ ВВЭР-1000

С.М. Дмитриев*, В.Е. Лукьянов, О.Б. Самойлов****

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

**ОАО «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова»,
г. Нижний Новгород



Представлены результаты экспериментальных исследований перемешивания теплоносителя и кризиса теплоотдачи в ТВСА-Т с комбинированными дистанционирующими и перемешивающими решетками-интенсификаторами на аэродинамическом и теплофизических стендах. На основании полученных результатов выполнено уточнение коэффициента межъячейкового перемешивания теплоносителя и разработана корреляция для расчета критического теплового потока. Обоснована применимость корреляции для расчета критического теплового потока в ТВСА-Т ВВЭР-1000.

Ключевые слова: тепловыделяющая сборка альтернативной конструкции, перемешивающие решетки-интенсификаторы, коэффициент перемешивания, кризис теплоотдачи, корреляция критического теплового потока.

Key words: alternative design fuel assembly, mixing spacer grids, mixing coefficient, departure from nucleate boiling, critical heat flux correlation.

ВВЕДЕНИЕ

ТВСА – тепловыделяющая сборка альтернативной конструкции для ВВЭР-1000 имеет жесткий каркас, формируемый шестью уголками жесткости и дистанционирующими решетками.

Углковая конструкция ТВСА имеет теплогидравлические положительные качества – невысокое гидравлическое сопротивление и более оптимальное для охлаждения твэлов распределение расхода по ячейкам за счет меньшего диаметра направляющего канала (НК) и наличия уголков жесткости, вытесняющих часть расхода из ненагруженного межкассетного пространства в ячейки ТВСА [1].

© С.М. Дмитриев, В.Е. Лукьянов, О.Б. Самойлов, 2012

Теплотехнические характеристики ТВСА подтверждены результатами экспериментальных исследований. ТВСА успешно эксплуатируется на 17-ти блоках ВВЭР-1000 Калининской АЭС, АЭС Украины и Болгарии [2, 3]. Внедрение ТВСА обеспечило улучшение технико-экономических и эксплуатационных характеристик топлива для ВВЭР-1000.

Проводится совершенствование ТВСА в целях повышения технико-экономических показателей и конкурентоспособности топлива для ВВЭР-1000 [4]. Разработана усовершенствованная модификация ТВСА с перемешивающими решетками-интенсификаторами – ТВСА-Т. Тепловыделяющая сборка ТВСА-Т характеризуется увеличенным до 510 мм шагом расположения и увеличенной до 35 мм высотой дистанционирующих решеток (ДР).

Конструкция перемешивающих решеток (ПР) – пластинчатая решетка с дефлекторами потока без функции дистанционирования твэлов. Расположение дефлекторов в ПР организовано таким образом, что обеспечивается «закрутка» потока вокруг твэлов.

В ТВСА-Т ПР применяются в составе комбинированных решеток (КДР). Комбинированная двухъярусная решетка состоит из ячейковой ДР и пластинчатой ПР, расположенных в одном ободе (рис. 1).

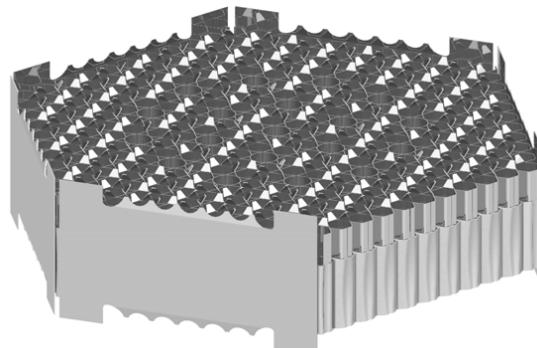


Рис. 1. Комбинированная дистанционирующая решетка

Исследование эффективности ПР и обоснование корреляции для расчета критического теплового потока (КТП) выполнялось совместно ОАО «ОКБМ Африкантов», ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского и НГТУ им. Р.Е. Алексеева при финансировании ОАО «ТВЭЛ» и включало в себя

- исследование перемешивающих свойств на крупномасштабных моделях методом «пропанового» трассера в НГТУ им. Р.Е. Алексеева;
- исследование кризиса теплоотдачи и температуры теплоносителя на 19-стержневых моделях в ОАО «ОКБМ Африкантов» и ГНЦ РФ-ФЭИ;
- разработку и обоснование корреляции для расчета критического теплового потока в ТВСА-Т с перемешивающими решетками, верификацию ячейкового тепло-гидравлического кода КАНАЛ.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ПЕРЕМЕШИВАНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ НА АЭРОДИНАМИЧЕСКОМ СТЕНДЕ МЕТОДОМ «ПРОПАНОВОГО ТРАССЕРА»

На аэродинамическом стенде НГТУ выполнены исследования эффективности перемешивания теплоносителя на крупномасштабных моделях ТВСА-Т с ПР.

Стенд представляет собой разомкнутый контур с рабочим участком на выходе, через который газодувкой прокачивается воздух. Рабочий участок включает в себя

экспериментальную модель в шестиугранном кожухе с устройствами подачи трассера и отбора пробы.

Для исследования межъячейкового массообмена использовался метод инъекции трассера. В качестве трассера применялся пропан, который подавался в заданные ячейки модели.

Исследования выполнены на 57-стержневой модели, включающей в себя фрагменты трех соседних ТВСА-Т (рис. 2).

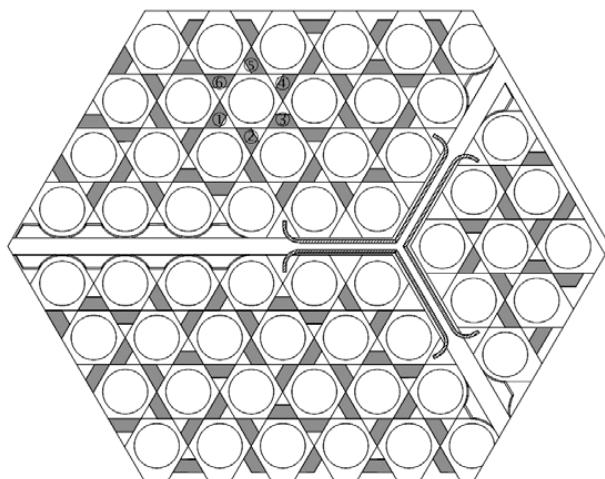


Рис. 2. Схема поперечного сечения 57-стержневой модели: ① – ячейка подачи трассера и измерения концентрации трассера; ② – ⑥ – ячейки измерения концентрации трассера

Модель ТВСА с ПР изготавливается в масштабе 4,4:1, и по основным элементам, определяющим условия межъячейкового массообмена, геометрически подобна натуральным. Длина модели составляет 3 м.

Представительность экспериментальных исследований на стенде обеспечивалась

- использованием масштабных фрагментов ТВСА-Т и фрагментов ДР и ПР;
- проведением исследований при параметрах теплоносителя, соответствующих автомодельному режиму течения теплоносителя (число Рейнольдса $Re \approx 90000$);
- использованием аттестованной системы измерения;
- применением апробированной методики измерений.

Проведенные исследования показали, что за перемешивающей решеткой в 6-ячейковых областях с расположением дефлекторов по схеме «закрутка» потока вокруг твэлов происходит винтообразное постепенно затухающее по длине течение воздуха, обеспечивающее эффективный конвективный массоперенос между ячейками этой области (рис. 3).

Длина участка модели за ПР, на котором конвективный перенос играет определяющую роль, составляет 330–440 мм (70–100 мм в пересчете на натурные условия). На большем расстоянии от ПР основным механизмом массообмена является турбулентный перенос, интенсифицированный дефлекторами решетки.

Расчетный анализ результатов исследований межъячейкового массообмена показал, что в модельной сборке на участке за ПР длиной ~860 мм (~200 мм в пересчете на натурные условия) коэффициент перемешивания в 7,0 – 8,0 раз больше коэффициента перемешивания в пучке твэлов без ПР.

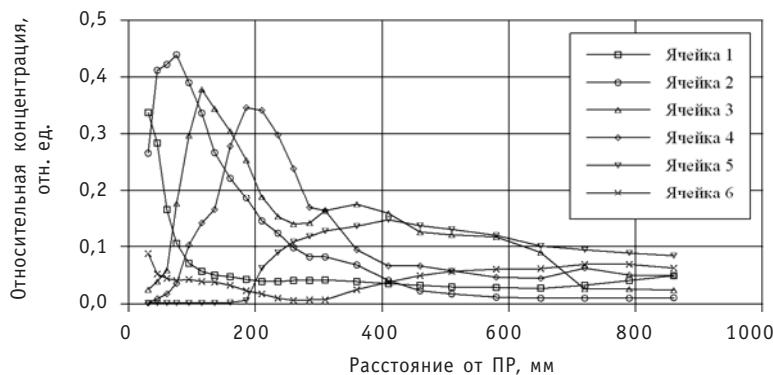


Рис. 3. Распределение концентрации трассера по длине экспериментальной модели

ИССЛЕДОВАНИЕ КРИЗИСА ТЕПЛООТДАЧИ И РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ТЕМПЕРАТУРЫ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ НА ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ СТЕНДАХ

Исследование кризиса теплоотдачи и распределения температуры теплоносителя выполнялось на двух стендах в ОАО «ОКБМ Африкантов» и ГНЦ РФ-ФЭИ. Целью проведения исследований являлось определение эффекта увеличения критической мощности при использовании ПР и формирование массива экспериментальных данных для разработки корреляции КТП.

Экспериментальный стенд Л-186 ОКБМ включает в себя два замкнутых водяных контура: основной, рассчитанный на рабочее давление до 19,6 МПа, и вспомогательный, служащий для снятия тепла с основного контура. Давление в обоих замкнутых контурах создается воздушным компрессором и подпиточными насосами.

Основные характеристики стендов Л-186:

- давление теплоносителя до 19,6 МПа;
- температура теплоносителя на входе до 310°C;
- расход теплоносителя до 6 кг/с.

Стенд СВД-2 ГНЦ РФ-ФЭИ включает в себя три контура. Тепло основного контура передается промежуточным контуром в контур оборотного водоснабжения, из которого тепло в капельной градирне передается атмосферному воздуху.

Основные характеристики стендов СВД-2:

- давление теплоносителя до 25,5 МПа;
- температура теплоносителя на входе до 450°C;
- расход теплоносителя до 27 кг/с.

Все узлы, арматура и трубопроводы стендов, имеющие контакт с теплоносителем, изготовлены из коррозионно-стойкой стали.

В качестве теплоносителя использовалась дистиллированная вода.

Экспериментальные модели представляли собой электрообогреваемые пучки имитаторов тзволов. Электрическое напряжение к моделям ТВС подводилось в верхней и нижней частях экспериментальных моделей по медным токоподводящим участкам.

Представительность экспериментальных исследований на теплофизических стенах обеспечивалась

- использованием моделей ТВС с натурными геометрическими характеристиками элементов;
- использованием фрагментов натурной КДР;
- проведением исследований при натурных параметрах теплоносителя;
- использованием аттестованной системы измерения;
- применением апробированной методики измерений.

Исследования на стенде Л-186 проведены на шести 19-стержневых моделях ТВСА-Т, на стенде СВД-2 – на четырех 19-стержневых моделях ТВСА-Т, включая модели с радиальной и аксиальной неравномерностью энерговыделения.

Диапазон режимных параметров, в котором выполнены исследования кризиса теплоотдачи, следующий:

- давление теплоносителя 9,0–18,0 МПа;
- температура теплоносителя на входе 150–310°C;
- массовая скорость теплоносителя 500–5500 кг/(м²·с).

В результате проведенных исследований кризиса теплоотдачи получено, что критическая мощность модели ТВСА-Т на 10–15% выше критической мощности модели ТВСА.

Сопоставление критической мощности 19-стержневых моделей ТВСА-Т и ТВСА с центрально-симметричным радиальным и равномерным аксиальным энерговыделением, исследованных на стенде Л-186, при давлении 15,7 МПа и температуре на входе в модель 290°C представлено на рис. 4.

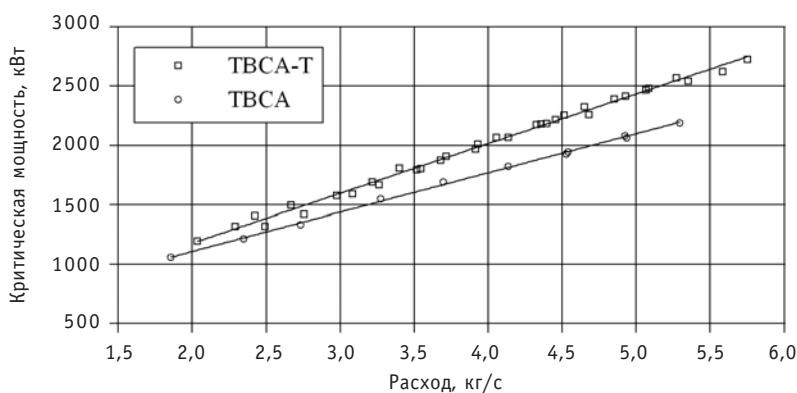


Рис. 4. Зависимость критической мощности от расхода теплоносителя

В результате исследований распределения температуры на выходе моделей ТВС с центрально-симметричным радиальным энерговыделением получено, что при использовании ПР в модели ТВСА-Т происходит практически полное выравнивание температуры по сечению модели в отличие от модели ТВСА, где разность температуры в центре и на периферии составляет ≈ 10% от среднего подогрева в сборке.

Сопоставление температуры теплоносителя в ячейках на выходе 19-стержневых моделей ТВСА-Т и ТВСА с центрально-симметричным радиальным и равномер-

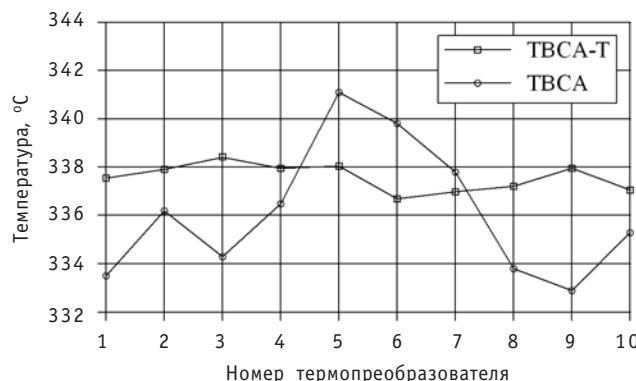


Рис. 5. Распределение температуры теплоносителя в ячейках экспериментальной модели

ным аксиальным энерговыделением, исследованных на стенде Л-186, при давлении 15,7 МПа, температуре на входе в модель 290°С, расходе 5,7 кг/с и мощности 1650 кВт представлено на рис. 5. Схема расположения термопреобразователей в ячейках экспериментальной модели показана на рис. 6.

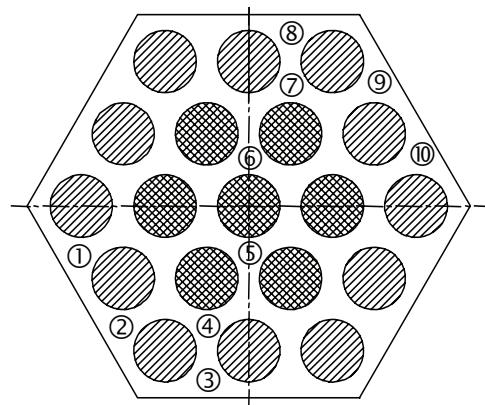


Рис. 6. Схема расположения термопреобразователей в ячейках экспериментальной модели

УТОЧНЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТА МЕЖЬЯЧЕЙКОВОГО ОБМЕНА

В настоящее время в ячейковых теплогидравлических кодах, используемых при обосновании теплотехнических характеристик и запаса до кризиса теплоотдачи активных зон, для учета тепло- и массообмена используется эмпирический коэффициент межъячейкового обмена.

В программе КАНАЛ коэффициент межъячейкового обмена между стандартными ячейками на единицу длины определяется по соотношению [5]

$$K_{\text{TO}}^{\text{CT}} = \frac{0,03}{d_{\text{TB}} \cdot Re_{\text{TB}}^{1/12}}, \quad (1)$$

где Re_{TB} – число Рейнольдса при средних параметрах теплоносителя в ТВС; d_{TB} – наружный диаметр твэла, м.

Коэффициент турбулентного обмена K_{TO} кода КАНАЛ связан с коэффициентом тепловой диффузии TDC соотношением

$$TDC = \frac{w'}{w} = K_{\text{TO}} \cdot \frac{f}{\delta}, \quad (2)$$

где w' – скорость теплоносителя в поперечном направлении, м/с; w – скорость теплоносителя в аксиальном направлении, м/с; f – площадь проходного сечения ячейки, м^2 ; δ – зазор между соседними твэлами, м.

Среднее значение коэффициента межъячейкового перемешивания в пучках твэлов, дистанционируемых решетками без смесительных элементов, обосновано и составляет $1,12 \text{ м}^{-1}$ (коэффициент тепловой диффузии $TDC = 0,012$).

Определение и обоснование коэффициента межъячейкового обмена для ТВСА-Т с КДР выполнено на основании анализа результатов исследований эффективности перемешивания на крупномасштабных моделях ТВСА-Т трассерным методом, а также распределения температуры на 19-стержневой модели на теплофизическом стенде.

Для учета повышения тепло- и массообмена в пучках твэлов с ПР в коде КАНАЛ используется эффективный коэффициент межъячейкового обмена $K_{\text{эфф}}$, равный отношению коэффициента перемешивания в пучке твэлов с ПР к коэффициенту

перемешивания в пучке твэлов с ДР без смесительных элементов, рассчитываемому по соотношению (1).

Эффективный коэффициент межъячейкового обмена определялся с учетом необходимости обеспечения минимального отклонения расчетных и экспериментальных значений локальных параметров для всей серии экспериментальных режимов. Для определения средней эффективной величины коэффициента межъячейкового обмена использовался метод наименьших квадратов. При этом для различных значений $K_{\text{эфф}}$ рассчитывалась суммарная величина квадратов отклонения расчетных и экспериментальных значений температуры в ячейках для всей серии экспериментальных режимов:

$$S_{\Sigma} = \sqrt{\frac{1}{N_p - 1} \cdot \frac{1}{N_{\text{пп}} - 1} \cdot \sum_{j=1}^{N_p} \sum_{i=1}^{N_{\text{пп}}} \left(\frac{t_i^{\text{расч}} - t_i^{\text{эксп}}}{\bar{\Delta t}_i} \right)_j^2}, \quad (3)$$

где N_p – количество экспериментальных режимов; $N_{\text{пп}}$ – количество термопреобразователей, установленных в ячейках; $t^{\text{расч}}$ – расчетное значение температуры; $t^{\text{эксп}}$ – экспериментальное значение температуры; $\bar{\Delta t}$ – средний подогрев теплоносителя в экспериментальной сборке.

Графическая зависимость $S_{\Sigma} = f(K_{\text{эфф}})$ представлена на рис. 7.

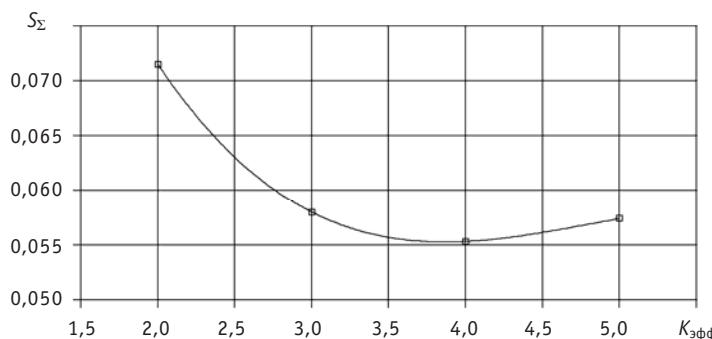


Рис. 7. Зависимость суммарной величины квадратов отклонений от эффективного коэффициента обмена

Получено, что по данным исследований на водяном теплофизическом стенде минимальная величина S_{Σ} имеет место при увеличении коэффициента межъячейкового обмена на длине пролета 510 мм в 3,8 раза по сравнению со значением, рассчитываемым по соотношению (1).

Этот результат подтверждается результатами исследований на аэродинамическом стенде с использованием «пропанового трассера». Величина коэффициента межъячейкового обмена в ТВСА-Т на длине пролета 510 мм в 3,5–4,0 раза больше, чем в ТВСА.

С учетом полученной по результатам статистического анализа погрешности расчета локальных температур теплоносителя по программе КАНАЛ для проведения теплогидравлических расчетов и обоснования теплотехнической надежности ТВСА-Т ВВЭР-1000 принята консервативная величина коэффициента межъячейкового обмена. Значение коэффициента межъячейкового обмена для ТВСА-Т с КДР на длине 510 мм принято в три раза большим по сравнению со значением для пучков твэлов с ДР без смесительных элементов (коэффициент тепловой диффузии $TDC = 0,036$).

РАЗРАБОТКА И ОБОСНОВАНИЕ КОРРЕЛЯЦИИ ДЛЯ КРИТИЧЕСКОГО ТЕПЛОВОГО ПОТОКА

В настоящее время в отечественной практике отсутствуют корреляции для расчета критического теплового потока в ТВС с перемешивающими решетками-интенсификаторами. Наличие увеличенного шага расположения ДР и использование ПР в ТВСА-Т с учетом полученных результатов исследований потребовало разработки новой корреляции для расчета КТП.

Область применения корреляции КТП выбрана на основании опыта анализа безопасности АЭС с ВВЭР-1000 и соответствует важным для анализа безопасности режимам с минимальным коэффициентом запаса до кризиса теплоотдачи, включая режимы работы установки на двух, трех и четырех петлях:

- давление теплоносителя 13,0–17,0 МПа;
- массовая скорость теплоносителя 1000–4000 кг/(м²·с);
- относительная энталпия теплоносителя –0,1–+0,3.

Разработка и обоснование корреляции КТП включали в себя несколько этапов, основными из которых являются

- формирование массива экспериментальных данных;
- выбор вида (формы) корреляции;
- оптимизация коэффициентов, учитывающих влияние отдельных параметров;
- анализ отклонений экспериментальных данных от расчетных значений, исключение ошибочных результатов расчета, возможных аномальных отклонений и др.;
- определение окончательных погрешностей корреляции;
- обоснование погрешности расчета КТП в составе поячейкового кода КАНАЛ.

Для разработки и обоснования корреляции были использованы результаты исследований КТП, полученные на моделях ТВСА-Т, которые включают в себя экспериментальные данные по кризису теплоотдачи в основных ячейках ТВСА-Т: стандартной ячейке, ячейке около НК, ячейке около угла.

После предварительного анализа данных, выявления режимов с повышенными отклонениями и их исключения для разработки корреляции КТП был сформирован массив из ≈700 значений КТП и локальных параметров теплоносителя в ячейках.

Расчет локальных параметров теплоносителя в ячейках проводился по программе КАНАЛ, аттестованной в Ростехнадзоре РФ.

С учетом имеющегося опыта обобщений результатов исследований кризиса теплоотдачи для корреляции КТП была принята зависимость в виде полинома с эмпирическими коэффициентами. В результате получена следующая зависимость для расчета критического теплового потока в ТВСА-Т:

$$q_{KP} = B_0 \cdot (1 - B_1 \cdot x + B_2 \cdot P_1 + B_3 \cdot x^2 + B_4 \cdot P_1^2 + B_5 \cdot x \cdot P_1 + B_6 \cdot x \cdot W_1 + B_7 \cdot P_1 \cdot W_1) \cdot (1 + B_8 \cdot P_1^{B_9} \cdot W_1^{B_{10}}) \cdot P_1^{B_{11}} \cdot W_1^{B_{12}} \cdot F_{SC} \cdot F_F \quad (4)$$

где B_0 – B_{12} – эмпирические коэффициенты; x – относительная энталпия теплоносителя; $P_1 = P/10$; $W_1 = \rho w/1000$; P – давление теплоносителя, МПа; ρw – массовая скорость теплоносителя, кг/(м²·с); F_{SC} – поправочный коэффициент, учитывающий геометрические характеристики ячеек.

Форм-фактор для корреляции имеет вид

$$F_F = \left[\frac{C}{q_z \cdot [1 - \exp(-C \cdot l_z)]} \int_0^{l_z} q(z) \cdot \exp(-C \cdot (l_z - z)) dz \right]^{-1}, \quad (5)$$

где $C = C_0 \cdot (1-x)^{C_1} \cdot \left(\frac{P}{10}\right)^{C_2}$ – эмпирический коэффициент, 1/м; q_z – тепловой поток в расчетном сечении; $q(z)$ – тепловой поток в сечении с координатой z ; l_z – координата расчетного сечения, м; C_0 – C_2 – эмпирические коэффициенты.

Эмпирические коэффициенты полиномов B_0 – B_{12} и C_0 – C_2 определены из условия минимального значения среднеквадратичного отклонения расчетных и экспериментальных значений КТП.

Обоснование корреляции для ТВСА-Т выполнено с использованием полного массива экспериментальных данных, полученных на моделях ТВСА-Т. Общее количество экспериментальных точек, входящих в область применения корреляции, составляет ≈ 900 (в том числе ≈ 50 экспериментальных точек в области отрицательных паросодержаний).

В результате сопоставления расчетных и экспериментальных значений КТП для полного массива данных получены следующие погрешности:

- среднеарифметическое отклонение $\bar{\Delta} = 0,1\%$;
- среднеквадратичное отклонение $\bar{\sigma} = 10,0\%$.

Погрешность расчета КТП по корреляции для ТВСА-Т в составе кода КАНАЛ, соответствующая одностороннему интервалу 95% при доверительной вероятности 95%, $\Delta_{cor} = \bar{\Delta} + k_{95/95} \cdot \bar{\sigma} = 17,2\%$ ($k_{95/95} \approx 1,71$ – для одностороннего интервала и количества экспериментальных точек $n \approx 900$).

Выполненное сопоставление расчетных и экспериментальных данных позволяет обосновать применение корреляции для расчета КТП в ТВСА-Т с перемешивающими решетками-интенсификаторами.

Сравнение КТП, рассчитанных по корреляции для ТВСА-Т и корреляции Безрукова Ю.А. [6] при давлении 15,7 МПа и относительной массовой скорости 4000 кг/(м²·с), представлено на рис. 8.

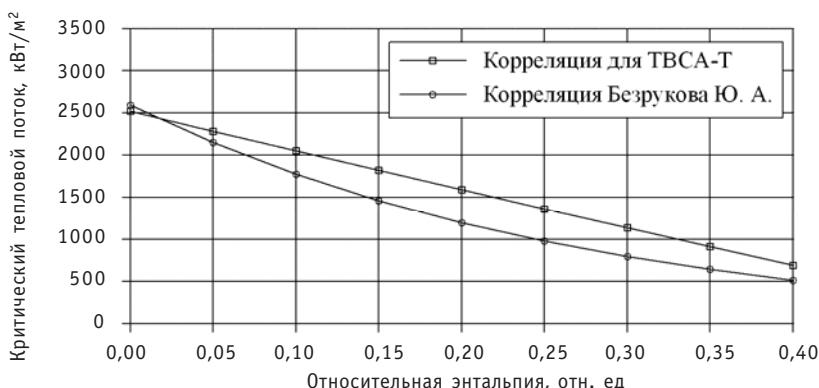


Рис. 8. Зависимость критического теплового потока от относительной энталпии теплоносителя

ВЫВОДЫ

Выполнен комплекс экспериментальных исследований для определения эффективности использования перемешивающих решеток-интенсификаторов теплообмена и обоснования корреляции для расчета КТП. В результате проведенных исследований получено, что применение ПР позволяет существенно повысить критические тепловые нагрузки ТВСА-Т и улучшить условия охлаждения твэлов по сравнению с ТВСА без перемешивающих решеток.

На основании полученных экспериментальных результатов выполнено уточнение коэффициента межъячейкового перемешивания теплоносителя, разработана корреляция для расчета критического теплового потока. В результате сопоставления расчетных и экспериментальных данных по КТП выполнено обоснование применения корреляции для расчета КТП в ТВСА-Т с перемешивающими решетками-интенсификаторами.

Применение перемешивающих решеток в составе тепловыделяющей сборки ТВСА-Т позволит решить задачу обоснования эксплуатации загрузок с увеличенной ураноемкостью в перспективных топливных циклах с уменьшенной утечкой нейтронов, характеризующихся увеличенной предельной тепловой нагрузкой на твэлы.

Литература

1. Самойлов О.Б., Фальков А.А., Шипов Д.Л., Богряков В.Г., Сорокин Н.М., Дмитриев С.М. Тепло-гидравлические и гидродинамические исследования характеристик ТВСАльтернативной конструкции ВВЭР-1000//Вопросы атомной науки и техники. Сер. «Физика ядерных реакторов». – 2004. – Вып. 2. – С. 47-55.
2. Фальков А.А., Самойлов О.Б., Куприянов А.В., Лукьянов В.Е., Морозкин О.Н., Шипов Д.Л. Расчетные и экспериментальные исследования теплогидравлических характеристик ТВСА ВВЭР-1000/Сб. докладов VI Международной конференции «WWER fuel performance, modeling and experimental support». – Albena, Bulgaria, 2005.
3. Самойлов О.Б., Кайдалов В.Б., Романов А.И., Фальков А.А., Молчанов В.Л., Ионов В.Б., Аксенов В.И., Канышев М.Ю., Лутишко А.Н. Технические характеристики и результаты эксплуатации ТВСА ВВЭР-1000/Сб. трудов V Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск, 2007.
4. Самойлов О.Б., Фальков А.А., Лукьянов В.Е., Шипов Д.Л., Долгов А.Б., Ефанов А.Д., Пометьюко Р.С. Расчетно-экспериментальные исследования в обоснование перемешивающих решеток-интенсификаторов для ТВСА ВВЭР-1000/Сб. тезисов докладов «Теплофизика 2008». – Обнинск, 2008.
5. Полянин Л.Н. Тепло- и массообмен в пучках стержней при продольном обтекании турбулентным потоком жидкости//Атомная энергия. – 1969. – Т. 26. – Вып. 3.
6. Безруков Ю.А., Астахов В.И., Брантов В.Г. Экспериментальные исследования и статистический анализ данных по кризису теплообмена в пучках стержней для реакторов ВВЭР//Теплоэнергетика. – 1976. – № 2. – С. 80-82.

Поступила в редакцию 20.11.2011

МЕТОД ИЗМЕРЕНИЯ РАСХОДА НАТРИЯ В ТЕПЛОВОЙ ТРУБЕ НА ОСНОВЕ ЭЛЕКТРОМАГНИТНОГО ДАТЧИКА

Н.И. Логинов, А.С. Михеев, А.А. Мухлынин

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



Описаны конструкция электромагнитного преобразователя и метод измерения расхода натрия в вертикальной тепловой трубе диаметром 100 мм и длиной 10 м с рабочей температурой 550–650°C. Тепловая труба имеет капиллярную структуру только в зоне испарения, т.е. представляет собой термосифон с неразделенными встречными потоками жидкости и пара.

Магнитное поле преобразователя создавалось постоянным магнитом, изготовленным из термостабильного сплава, работоспособного при температуре до 600°C. Проведены измерения расхода в трех поперечных сечениях трубы, в четырех «точках» по окружности каждого сечения. Приведены результаты измерений в одном сечении. Наблюдаются значительные колебания локальных значений расхода, максимальная амплитуда которых превышает среднее во времени значение в два-три раза. Имеют место отрицательные значения локального расхода, т. е. течение натрия в обратном направлении, против силы тяжести. Это свидетельствует об уносе жидкого натрия встречным потоком пара, скорость которого достигала 80 м/с и более.

Ключевые слова: тепловые трубы, термосифон, система аварийного охлаждения быстрых натриевых реакторов, измерение расхода, электромагнитный датчик.

Key words: heat pipes, thermosyphon, emergency cooling system of fast sodium reactors, flow measurement, electromagnetic sensor.

ВВЕДЕНИЕ

Тепловые трубы с натрием в качестве теплоносителя могут использоваться в системах аварийного охлаждения теплоэнергетических установок, в том числе и атомных, работающих при температуре выше 600°C. На основе газорегулируемых тепловых труб могут быть созданы полностью пассивные системы аварийного охлаждения. Концепция такой системы была предложена в [1, 2]. Тепловые трубы в таких системах будут иметь длину десять и более метров и диаметр более 100мм. Для обоснования теплопередающих характеристик тепловых труб необходимо исследовать гидродинамику жидкой и паровой фаз теплоносителя. В работе описан метод измерения и приводятся некоторые результаты экспериментальных

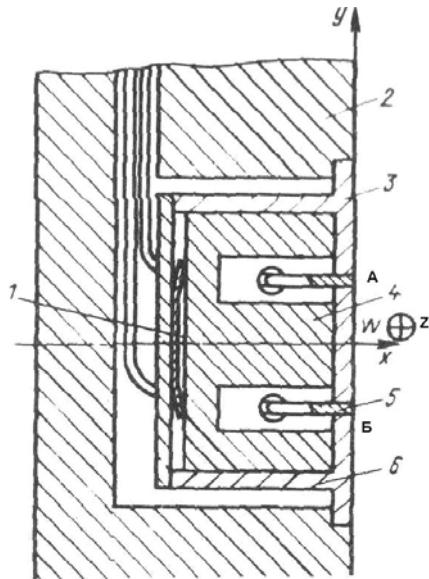


Рис. 1. Расходомер с ш-образным магнитом:
1 – прижимная пластина; 2 – корпус направляющего аппарата циркуляционного насоса; 3 – корпус датчика; 4 – постоянный магнит; 5 – электрод; 6 – стенка корпуса датчика

исследований расхода натрия, стекающего из зоны конденсации тепловой трубы в зону испарения, а также распределение расхода по внутреннему периметру поперечного сечения трубы и по ее высоте.

Широко известен электромагнитный метод измерения расхода жидких металлов в трубопроводах и локальной скорости в различных аппаратах, основанный на законе электромагнитной индукции – законе Фарадея [3, 4]. Разработано много разнообразных конструкций расходомеров и датчиков скорости, работающих на этом принципе. Так, например, в [3] рассматривается измеритель скорости движения морского судна относительно воды. Рассмотрена теория этого измерителя, обосновывающая применимость такого прибора, но указывается, что на практике требуется эмпирическая тарировка. В [4] описана конструкция аналогичного прибора для измерения расхода натрия в направляющем аппарате циркуляционного насоса первого контура БН-600. Прибор был из-

готовлен, проградуирован на экспериментальном стенде Физико-энергетического института и испытан в ОКБМ (Нижний Новгород) в составе циркуляционного насоса, предназначавшегося для первого контура БН-600. Принципиальное устройство этого датчика показано на рис. 1. Ш-образный постоянный магнит создает магнитное поле, пронизывающее металлическую неферромагнитную стенку и примыкающую к ней область потока натрия.

При движении натрия в направлении оси Z , т. е. перпендикулярно плоскости рисунка, в нем индуцируется электродвижущая сила, пропорциональная скорости движения W . Индуцированные в натрии электрические токи замыкаются через металлическую стенку и создают падение напряжения между электродами, приваренными к стенке в точках А и Б. Неблагоприятной особенностью такого датчика является то, что индуцированная ЭДС в каждой точке потока, пропорциональная произведению магнитной индукции на скорость натрия, создает напряжение между электродами, пропорциональное интегралу от этого произведения по области существования магнитного поля.

С учетом этих прототипов был разработан датчик для измерения пространственного и временного распределений расхода по периметру поперечного сечения тепловой трубы (а точнее – термосифона), созданной для экспериментальной проверки возможности и целесообразности осуществления концепции системы аварийного расхолаживания реактора, предложенной в [1, 2].

УСТРОЙСТВО И ПРИНЦИП ДЕЙСТВИЯ ДАТЧИКА

На рисунке 2 показано схематическое устройство датчика и его расположение на тепловой трубе, а также силовые линии магнитного поля и линии тока, индуцированного в натрии при движении в магнитном поле. Толщина пленки натрия, стекающего по внутренней поверхности трубы, показана условно. В точках a и b к

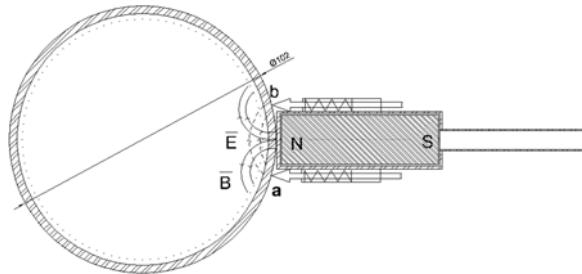


Рис. 2. Расположение датчика относительно трубы

наружной поверхности трубы приварены электроды, напряжение между которыми и является выходным сигналом датчика.

В соответствии с законом Фарадея в простейшем случае индуцированная в проводнике, движущемся в магнитном поле, ЭДС выражается формулой

$$E = BWL, \quad (1)$$

где B – магнитная индукция; W – скорость движения проводника относительно магнитного поля; L – длина проводника. В данном случае W – скорость движения натрия, а L – расстояние между точками a и b . Напряжение между этими точками на стенке трубы выражается формулой

$$U = E \cdot R_c / (R_c + R_{ж}), \quad (2)$$

где R_c и $R_{ж}$ – электрическое сопротивление стенки и жидкости соответственно.

Эти сопротивления (на единицу длины трубы) выражаются формулами

$$R_c = \rho_c \cdot L / \Delta_c; R_{ж} = \rho_{ж} \cdot L / \Delta_{ж}, \quad (3)$$

где $\Delta_{ж}$ – толщина пленки натрия, стекающего по стенке трубы.

Следовательно,

$$U = BWL \cdot (\rho_c / \Delta_c) / (\rho_c / \Delta_c + \rho_{ж} / \Delta_{ж}). \quad (4)$$

Таким образом, если известны численные значения магнитной индукции B , расстояния между электродами L , удельных сопротивлений стенки и жидкости ρ_c и $\rho_{ж}$ и толщин Δ_c и $\Delta_{ж}$, то, измерив напряжение U , по формуле (4) можно определить среднюю скорость пленки натрия W на участке периметра трубы между точками 1 и 2.

МЕТОДИКА ИЗМЕРЕНИЙ

В реальных условиях магнитная индукция на участке трубы между точками a и b неодинакова как по величине, так и по направлению. Скорость натрия по толщине пленки жидкости тоже непостоянна, и толщина пленки неизвестна. Поэтому целесообразно перейти к объемному расходу натрия на участке пленки между точками 1 и 2, который равен

$$V = WL\Delta_{ж}. \quad (5)$$

Из формул (1)–(5) следует

$$V = (U \cdot \Delta_{ж} / B) (1 + \rho_{ж} \Delta_c / \rho_c \Delta_{ж}). \quad (6)$$

Формула (6) и является основой методики измерения расхода. Измерив напряжение между точками a и b , можно судить о расходе натрия на этом участке периметра поперечного сечения трубы с точностью до коэффициента K , равного

$$K = (\Delta_{ж} / B) (1 + \rho_{ж} \Delta_c / \rho_c \Delta_{ж}), \quad (7)$$

который необходимо определить эмпирически.

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

Поскольку все физические величины, входящие в формулы (1)–(7) связаны между собой линейными зависимостями, то для общего расхода по всему периметру трубы будет справедлива формула

$$\sum_i V_i = K \sum_i U_i. \quad (8)$$

В левой части формулы (8) стоит сумма расходов по всем участкам периметра, а в правой – сумма напряжений по всем этим участкам; K – тот же самый коэффициент, что и в формуле (7).

Суммарный расход жидкого натрия в тепловой трубе можно определить по тепловой мощности, переносимой из зоны испарения в зону конденсации:

$$\rho \sum_i V_i = Q / r, \quad (9)$$

где ρ – плотность натрия, Q – тепловая мощность, r – теплота испарения натрия. Таким образом, эмпирический градуировочный коэффициент можно найти по формуле

$$K = V_i / U_i = (QL/\pi D)/U_i, \quad (10)$$

где D – внутренний диаметр тепловой трубы. Теперь по измеренному напряжению на i -ом участке периметра можно судить о расходе на этом участке.

Следует, однако, заметить, что толщина и скорость пленки непостоянны во времени и колеблются случайным образом. Поэтому формула (8) справедлива лишь для осредненных по времени величин, входящих в нее, за период времени, много больший периода колебаний усредняемых величин. При этом постулируется, что данный колебательный процесс является стационарным случайным процессом, т.е. осредненная величина не зависит от времени, разумеется, при неизменных прочих условиях.

Формулы (1) и (4) позволяют предварительно оценить выходной сигнал датчика.

Магнитная индукция B на внутренней поверхности стенки трубы составляла около 0,2 тесла, расстояние между электродами $L = 0,022$ м. Априори известно, что скорость течения пленки W составляет десятые доли мера в секунду. Тогда индуцированная ЭДС при скорости 0,1 м/с составит $E = 0,2 \cdot 0,1 \cdot 0,022 = 0,00044$ В, или 0,44 мВ. При толщине пленки натрия 1 мм коэффициент в формуле (4) равен 0,64, тогда выходной сигнал датчика $U = 0,28$ мВ. Этого вполне достаточно для измерений с необходимой точностью.

Для регистрации результатов экспериментов использовалась быстродействующая система измерений, построенная на стандартных усилительных модулях АЦП и персональном компьютере. Скорость измерений составляла 1000 с^{-1} . Запись сигнала в каждом положении производилась в течение 60 с, т.е. каждая реализация содержала 60000 численных значений сигнала.

Перед каждым измерением производился «холостой» замер – измерение напряжения между электродами без магнита, т. е. при нулевом полезном сигнале. Это позволяло учесть возможные помехи, термоЭДС и смещение нуля усилителей.

Измерения проводились на вертикальной тепловой трубе высотой 10 м в четырех положениях по окружности трубы, в трех поперечных сечениях по высоте, отстоящих друг от друга на 700 мм. Наружный диаметр трубы 102 мм, внутренний – 96 мм. Нижняя часть трубы, около двух метров, снабжена капиллярно-пористой структурой, изготовленной из пористого никеля толщиной 4 мм. Магнит выполнен в форме параллелепипеда с размерами $50 \times 40 \times 17$ мм. Материал магнита – железоникелькобальтовый сплав ЮНДК35Т5, работоспособный при температуре до 600°C в течение 1000 ч с потерей магнитной индукции не более 1%. Магнит помещен в тонкостенный кожух из нержавеющей стали с зазором около 1 мм, через

который можно продувать охлаждающий воздух. Электроды, с которых снимается выходной сигнал, могут быть закреплены на кожухе и прижиматься к стенке трубы на время измерения вместе с магнитом или привариваться к стенке трубы в заранее выбранных местах.

Схема и внешний вид экспериментальной установки показаны на рис. 3. Длина зоны нагрева тепловой трубы составляла 1 м. Нагреватели печи – 12 стержней из карбода кремния. Каждый стержень может выделять до 10 кВт тепла. Длина зоны конденсации составляла 8 м. Отвод тепла осуществлялся водяным холодильником. Между холодильником и тепловой трубой имеется кольцевой зазор, заполняемый газом (воздух, аргон, гелий). Холодильник состоит из восьми секций, соединенных последовательно по потоку воды. Для обеспечения возможности измерения расхода натрия с помощью датчика, расположенного снаружи трубы, четыре нижних секции холодильника были удалены. Таким образом, в данном случае длина зоны конденсации тепловой трубы составляла 4 м.

Опыты проводились при температуре трубы 550–600°C. Внутри тепловой трубы вдоль ее оси имеются две герметично сваренные гильзы, в которых расположены 16 термопар. Размещение термопар по высоте показано на рис. 3. Термальная мощность, отводимая тепловой трубой, вычислялась по расходу воды в холодильнике и ее подогреву.

Градуировка датчика производилась по результатам измерения его выходного сигнала в четырех позициях верхнего ряда в соответствии с методикой, изложенной выше. В результате этого был найден градуировочный коэффициент, который оказался равным $50 \text{ мкВ}/(\text{см}^3/\text{с})$.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Было проведено три серии опытов при трех различных значениях тепловой мощности, отводимой в зоне конденсации. На рисунке 4 приведены результаты одного из опытов. На этом рисунке представлены результаты измерений в каждой позиции только за шесть секунд из 60-ти, поскольку полную запись представить графически невозможно на одной странице.

Из рисунка прежде всего видно, что расход сконденсированного натрия не постоянен во времени, колеблется случайным образом. Амплитуда колебаний превосходит среднее значение в три раза и более. Среднее во времени значение расхода неодинаково по окружности поперечного сечения трубы: максимальное значение в три раза больше минимального. Частота колебаний также непостоянна, изменяется в пределах 1–3 Гц, увеличиваясь с увеличением расхода. Наблюдаются отрицательные значения расхода, не превышающие 25% от среднего по периметру значения.

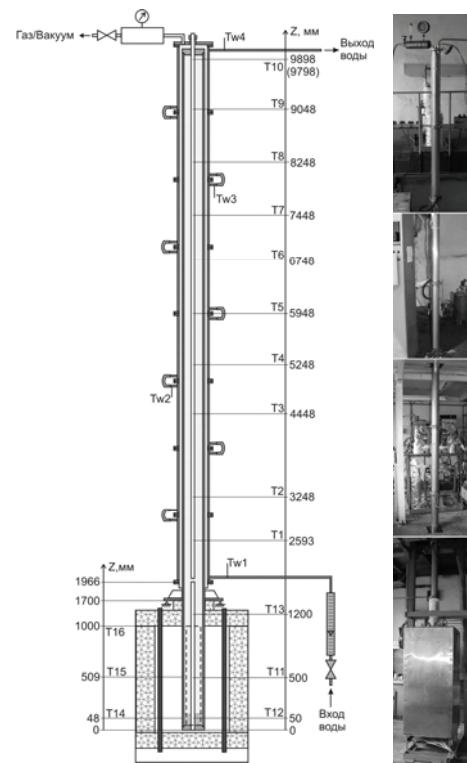


Рис. 3. Схема и внешний вид установки

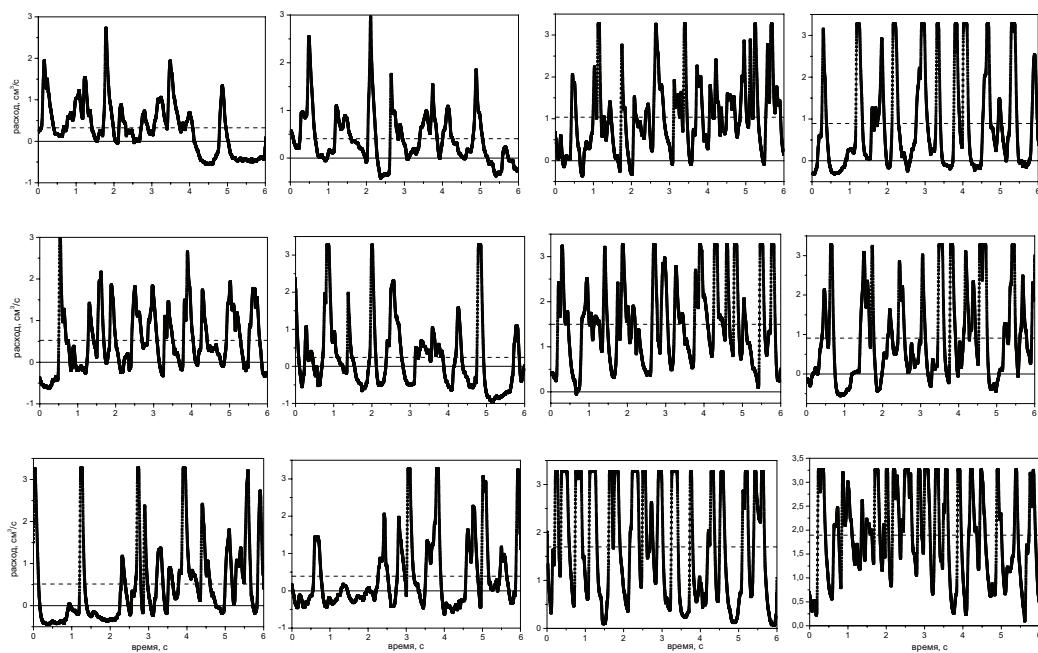


Рис. 4. Распределение расхода натрия по периметру трубы в трех поперечных сечениях по высоте: верхний ряд – в сечении перед началом зоны конденсации, в четырех точках периметра, через 90 градусов по окружности; средний ряд – то же, на 700 мм ниже первого сечения; нижний ряд – то же, на 1400 мм ниже первого сечения

Как отмечалось выше, перед каждым измерением производился «холостой» замер – измерение напряжения между электродами без магнита, т.е. при нулевом полезном сигнале, для того чтобы учесть возможные помехи, термоЭДС и смещение нуля усилителей. Соотношение полезного сигнала и помех показано для одного из замеров на рис. 5. На этом рисунке слева представлена запись помех, которые состоят из постоянной составляющей 0,051 и переменной составляющей $\pm 0,003$ от верхнего предела измерения, равного 200 мкВ (т.е. 10,2 мкВ и $\pm 0,6$ мкВ). Среднее значение полезного сигнала, представленного справа, равно 0,4 (80 мкВ). При обработке данных, представленных на рис. 3, постоянная составляющая помех учтена, а переменная – составляет менее одного процента от измеряемой величины. Эти данные относятся к области наименьшей тепловой мощности и, соответственно, малых расходов, т.е. представляют наихудший случай. При более высоких значениях тепловой мощности уровень помех оставался тем же самым, а

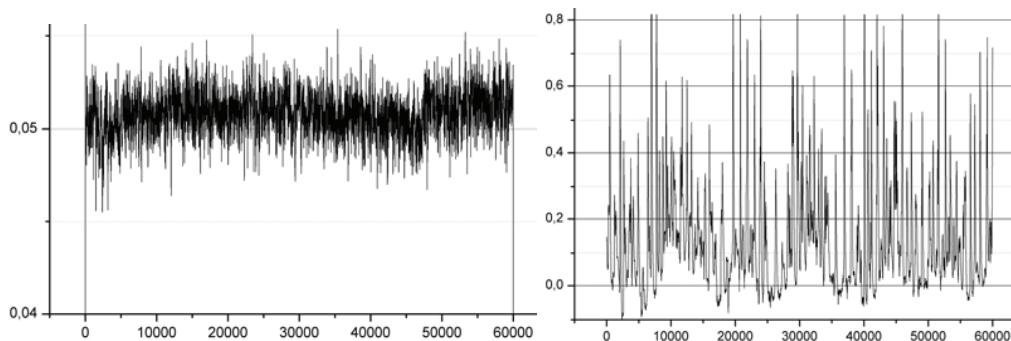


Рис. 5. Сравнение помех (слева) и полезного сигнала (справа)

выходной сигнал, средний по периметру, увеличивался пропорционально мощности.

На некоторых графиках рис. 4 видно, что сигнал датчика ограничен сверху. Это ограничение соответствует верхнему пределу шкалы усилителя.

Наблюдаемые явления можно интерпретировать следующим образом.

1. Неравномерность расхода натрия по окружности поперечного сечения трубы, скорее всего, связана с неравномерностью шириной газового зазора между трубой и холодильником, т.е. неконцентричным расположением холодильника относительно тепловой трубы.

2. Увеличение расхода вниз по потоку натрия объясняется тем, что на транспортном участке трубы между верхним и нижним сечениями, в которых проводились измерения, происходила конденсация пара вследствие несовершенства теплоизоляции.

3. Отрицательные значения расхода свидетельствуют об уносе жидкого натрия встречным потоком пара, скорость которого достигала 88 м/с.

4. Большие положительные значения расхода, втрое превышающие среднее значение, в основном, обусловлены увеличением скорости, а не толщины пленки. Поскольку увеличение толщины пленки оказывается только на уменьшении шунтирующего действия стенки трубы, то даже трехкратное увеличение толщины пленки (при постоянной скорости) может привести к увеличению выходного сигнала всего на 35–60%.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Экспериментально показана возможность измерения расхода жидкотемпературного теплоносителя по внутренней поверхности транспортной зоны термосифонов с помощью локального электромагнитного датчика. Используемый датчик имеет чувствительность $50 \text{ мкВ}/(\text{см}^3/\text{с})$, достаточную для измерения с приемлемой точностью.

Показано, что расход непостоянен во времени, имеет пульсирующий характер с резкими всплесками, превышающими среднее значение в два-три раза и возникающими с частотой в несколько герц.

Показано, что встречное движение пара тормозит поток жидкости и даже изменяет его направление на противоположное. Этот процесс также имеет пульсирующий характер.

Преложенная методика измерения может быть использована при экспериментальном обосновании конструкции термосифонов и тепловых труб, которые, возможно, будут использоваться в системах аварийного расхолаживания и передачи тепла высокотемпературных атомных реакторов [5, 6].

Для тепловых труб, снабженных капиллярной структурой на всей длине, методика измерений упростится, так как жидкий теплоноситель течет в капиллярной структуре, толщина которой известна. В этом случае выходной сигнал датчика будет однозначно определяться скоростью теплоносителя. Кроме того течение будет более устойчивым, что повысит точность измерений.

Литература

1. Логинов Н.И., Михеев А.С. О концепции испарительно-конденсационной системы аварийного расхолаживания быстрых натриевых реакторов / Тезисы докладов на отраслевой конференции «Теплофизика-99», Гидродинамика и безопасность АЭС. – Обнинск, 1999. – С. 220.
2. Loginov N., Mikheyev A. On Concept of Heat-Pipe Emergency Core Cooling System for Fast Sodium Fission Reactors / Proceedings of the 12th International Heat pipe Conference. (Russia, 2002). – Р. 444.

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

3. Шерклиф Дж. Теория электромагнитного измерения расхода. – М.: МИР, 1965. – С. 138.
4. Логинов Н.И. Электромагнитные преобразователи расхода жидкых металлов. – М. Энергоиздат, 1981.
5. Поплавский В.М., Забудько А.Н., Петров Э.Е. и др. Быстрый натриевый реактор как источник тепловой энергии для высокотемпературных технологий//Атомная энергия. – 2009. – Т. 106. – Вып. 3. – С. 125-135.
6. Sabharwall P., Gannerson F. Engineering design elements of two-phase thermosyphon for the purpose of transferring NGNP thermal energy to a hydrogen plant//Nuclear Engineering and Design. – 2009. – 239. – Р. 2293-2301.

Поступила в редакцию 11.11.11

ИНТЕНСИФИКАЦИЯ ПЕРЕМЕШИВАНИЯ В ТВС ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ СОТОВЫМИ ПЕРЕМЕШИВАЮЩИМИ РЕШЕТКАМИ

П.В. Марков

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



Созданы CFD-модели семи- и 19-стержневых пучков с различными сотовыми перемешивающими решетками, индуцирующими направленный конвективный перенос. Исследовано течение теплоносителя, формируемое каналами решеток. Проведены расчеты гидравлических и перемешивающих характеристик сотовых решеток.

Ключевые слова: сотовая перемешивающая решетка, вычислительная гидродинамика, модель турбулентности, коэффициент гидравлического сопротивления, водо-водяные реакторы под давлением.

Key words: cellular mixing grid, computational fluid dynamics, turbulence model, pressure loss coefficient, pressure water reactors.

Актуальность работ по созданию интенсифицирующих решеток для тепловыделяющих сборок (ТВС) отечественных атомных реакторов типа ВВЭР обусловлена необходимостью повышения мощности существующих блоков и создания новых блоков повышенной безопасности. Интенсифицирующие решетки должны снижать неравномерности теплотехнических характеристик потока теплоносителя в сечениях ТВС, вызванные как геометрией трактов, представляющих собой совокупность взаимосвязанных каналов сложной геометрии, так и закономерностями формирования полей энерговыделений в результате цепной ядерной реакции деления. Эти неравномерности приводят к появлению «горячих струй» в наиболее энергонапряженных трактах ТВС, что снижает запасы до возникновения кризиса теплоотдачи первого рода, приводит к локальным увеличениям температуры оболочек тепловыделяющих элементов (твэлов), их последующей разгерметизации, выходу радиоактивных продуктов деления в контур циркуляции.

Для надежной работы ТВС повышенной мощности, увеличения глубины выгорания топлива усовершенствуются конструкции входящих в ТВС компонентов и узлов, в том числе в конструкцию ТВС включаются турбулизирующие и перемешивающие решетки. Подобные разработки выполнялись для реакторов PWR с 1970 гг. прошлого века, РБМК-1500 (1980-е гг.), развиты для реакторов ВВЭР в связи с принятыми программами развития ядерной энергетики России в XXI в.

© П.В. Марков, 2012

Для интенсификации перемешивания теплоносителя в ТВС водо-водяных реакторов нового поколения различными организациями предложены конструкции пластинчатых [1] и сотовых перемешивающих решеток [2]. В работе анализируются интенсифицирующие межъячеистый обмен в ТВС ВВЭР модернизированные сотовые решетки, предложенные к использованию ОАО «МСЗ» г. Электросталь [3].

Интенсифицирующий эффект от рассматриваемых решеток заключается в турбулизации потока за ними и в создании компонент скорости в направлении, перпендикулярном основному течению теплоносителя (направленного конвективного переноса). Такое воздействие обеспечивается наличием наклонных к оси пучка гофр (пуклевок) на ячейках решетки, причем ячейки, расположенные в соседних слоях, имеют противоположные углы наклона осей пуклевок (рис. 1а). Однако деформация потока в каналах, образованных ячейками решетки и поверхностями твэлов, приводит к большим потерям энергии по сравнению с потерями энергии в штатных дистанционирующих решетках ВВЭР [3]. В связи с этим задачей исследования являлось определение предпочтительных характеристик возможных конструкций сотовых решеток, обладающих приемлемым гидравлическим сопротивлением и необходимыми перемешивающими свойствами.

Исследования проводились для 11-ти вариантов решеток, часть которых была выполнена как перемешивающие (СПР) с диаметром вписанного в ячейку цилиндра $d_{\text{вн}}$, большим, чем диаметр твэла $d_{\text{тв}}$ ($d_{\text{вн}} - d_{\text{тв}} = 0.1$ мм). Другая часть выполнена в предположении, что решетка может выполнять и функцию дистанционирования твэлов (стержни устанавливаются в решетку с натягом: $d_{\text{вн}} = d_{\text{тв}}$). Такие решетки именуются как сотовые дистанционирующие перемешивающие решетки (СДПР). В целях анализа влияния порядкового чередования ячеек на создание направленного поперечного переноса в пучках стержней за решетками были рассмотрены модели решеток, ячейки которых имели одинаковую ориентацию пуклевок по всему полю решетки (рис. 1б).

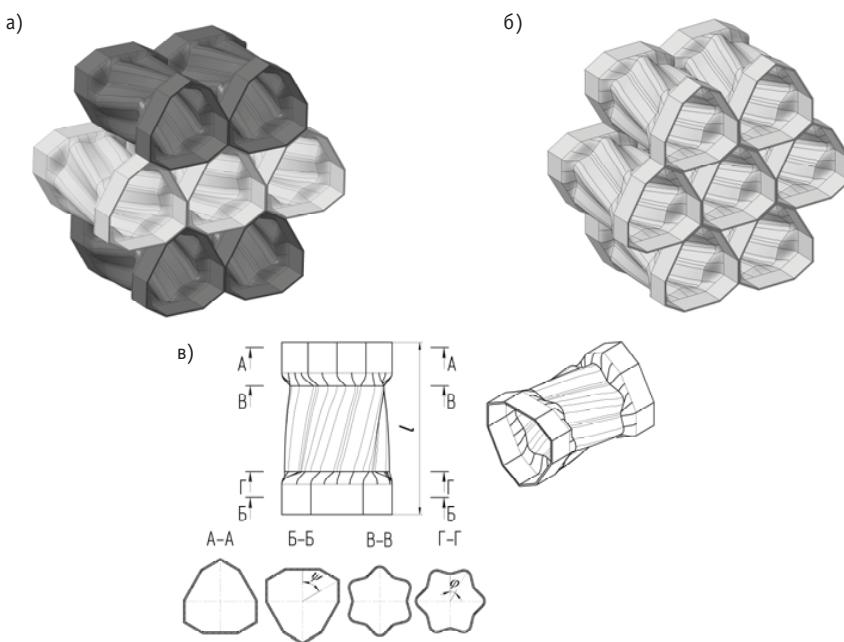


Рис. 1. Конструкция перемешивающей решетки: а) – внешний вид варианта 7-ми ячеистого фрагмента сотовой перемешивающей решетки с порядковым чередованием ячеек; б) – внешний вид варианта 7-ячеистого фрагмента сотовой перемешивающей решетки без порядкового чередования ячеек; в) – вариант исполнения ячейки и параметры, подлежащие изменению

Для оптимизации конструкции решетки изменению подлежали следующие параметры ячеек (сот) (рис. 1в):

- длина l , определяющая жесткость решетки, упругие свойства пуклевок и гидравлическое сопротивление решетки;
- количество пуклевок n , которое влияет на загромождение сечения, деформацию потока в каналах, образованных стержнями и поверхностью ячеек, гидравлическое сопротивление;
- угол наклона пуклевок ϕ , от которого зависит тангенциальная скорость потока на выходе из ячеек, интенсивность перемешивания, гидравлическое сопротивление;
- угол поворота выходного сечения относительно входного ψ , влияющий на геометрию каналов для теплоносителя, в том числе не омывающего в области решетки поверхность твэлов. Этот угол влияет на отношение расходов теплоносителя внутри ячеек решетки и в межъячестом пространстве и тем самым на закрутку потока на выходе из ячеек, гидравлическое сопротивление решетки.

Геометрия пучка твэлов, технологические возможности производства, требования, предъявляемые к жесткости решетки, влияющей на работоспособность ТВС, накладывают ограничения на перечисленные параметры (табл. 1). Диапазон параметров определен в процессе разработки конструкции решеток ОАО «МСЗ», выполнявшейся с привлечением данных исследований кафедры «Ядерные реакторы и установки» МГТУ им. Н.Э. Баумана.

Таблица 1

**Ограничения, наложенные
на геометрию ячеек решеток**

Параметр	l , мм	n	ϕ , град	ψ , град
Диапазон	20 – 30	3, 6	10 – 30	0, 60

Геометрические характеристики решеток приведены в табл. 2. Последний вариант решетки таблицы соответствует штатной дистанционирующей решетке (СДР).

Математическая модель, используемая в данной работе для исследования гидродинамики потока и переноса тепла в пучках стержней с сотовыми перемешивающими решетками, предложенными ОАО «МСЗ», базируется на системе осредненных уравнений движения вязкой несжимаемой турбулентной среды:

- балансе массы

$$\sum_j \frac{\partial V_j}{\partial x_j} = 0, \quad (1)$$

где V_i – проекция вектора скорости в направлении x_i ;

- балансе количества движения

$$\rho \cdot \sum_j V_j \cdot \frac{\partial V_i}{\partial x_j} = - \frac{\partial P}{\partial x_i} + \sum_j \frac{\partial \tau_{ij}}{\partial x_j}, \quad (2)$$

где ρ – плотность, P – статическое давление, компоненты тензора напряжений τ_{ij} и скоростей деформаций S_{ij} определяются как

$$\tau_{ij} = 2 \cdot \mu \cdot S_{ij} + T_{ij}, \quad (3)$$

$$S_{ij} = \frac{1}{2} \cdot \left(\frac{\partial V_i}{\partial x_j} + \frac{\partial V_j}{\partial x_i} \right). \quad (4)$$

Таблица 2

Наименование и параметры сотовых решеток

Решетка	Порядковое чередование ячеек	Длина ячеек, мм	Число ячеек	Угол наклона пуклевок, град	Угол поворота выходного сечения относительно входного, град
СПР 1	Есть	20	6	30	60
СПР 2	Нет	20	6	30	60
СПР 3	Есть	20	6	30	0
СПР 4	Есть	20	6	20	60
СПР 5	Есть	20	6	10	60
СПР 6	Есть	20	3	30	60
СПР 7	Есть	20	3	20	60
СПР 8	Есть	30	3	30	60
СПР 9	Есть	30	3	20	60
СДПР 1	Есть	30	3	20	60
СДПР 2	Нет	30	3	20	60
СДР	Нет	20	3	0	0

Для замыкания системы уравнений движения использована квадратичная k - ε -модель, позволяющая учитывать такие особенности течения в пучках стержней с перемешивающими решетками, как анизотропия турбулентности, закрутка потока, искривление линий тока [4]. Компоненты тензора турбулентных напряжений в этой модели задаются с учетом тензора анизотропии [5]:

$$T_{ij} = 2 \cdot \mu_T \cdot S_{ij} - 4 \cdot C_1 \cdot \mu_T \cdot \frac{k}{\varepsilon} \left[\sum_k S_{ik} \cdot S_{kj} - \frac{1}{3} \sum_k \sum_l S_{kl} \cdot S_{lk} \cdot \delta_{ij} \right] - 4 \cdot C_2 \cdot \mu_T \cdot \frac{k}{\varepsilon} \left[\sum_k \omega_{ik} \cdot S_{kj} + \sum_k \omega_{jk} \cdot S_{ki} \right] - 4 \cdot C_3 \cdot \mu_T \cdot \frac{k}{\varepsilon} \left[\sum_k \omega_{ik} \cdot \omega_{kj} - \frac{1}{3} \sum_k \sum_l \omega_{kl} \cdot \omega_{kl} \cdot \delta_{ij} \right], \quad (5)$$

где компоненты тензора завихренности

$$\omega_{ij} = \frac{\partial V_i}{\partial x_j} - \frac{\partial V_j}{\partial x_i}. \quad (6)$$

Кинетическая энергия турбулентности определяется из уравнения

$$\rho \cdot \sum_j V_j \cdot \frac{\partial k}{\partial x_j} = \sum_j \frac{\partial}{\partial x_j} \left[\left(\mu + \frac{\mu_T}{\sigma_k} \right) \cdot \frac{\partial k}{\partial x_j} \right] + \mu_T \cdot P - \rho \cdot \varepsilon, \quad (7)$$

$$P = \frac{1}{\mu_T} \cdot \sum_i \sum_j T_{ij} \cdot \frac{\partial V_i}{\partial x_j}. \quad (8)$$

Уравнение для скорости диссипации кинетической энергии

$$\rho \cdot \sum_j V_j \cdot \frac{\partial \varepsilon}{\partial x_j} = \sum_j \frac{\partial}{\partial x_j} \left[\left(\mu + \frac{\mu_T}{\sigma_\varepsilon} \right) \cdot \frac{\partial \varepsilon}{\partial x_j} \right] + \frac{\varepsilon}{k} \cdot (C_{\varepsilon 1} \cdot \mu_T \cdot P - C_{\varepsilon 2} \cdot \rho \cdot \varepsilon). \quad (9)$$

Турбулентная вязкость

$$\mu_T = \frac{C_\mu \cdot \rho \cdot k^2}{\epsilon}. \quad (10)$$

Коэффициенты квадратичной модели:

$$C_1 = \frac{C_{nl1}}{(C_{nl6} + C_{nl7} \cdot S^{*3}) \cdot C_\mu}, C_2 = \frac{C_{nl2}}{(C_{nl6} + C_{nl7} \cdot S^{*3}) \cdot C_\mu}, C_3 = \frac{C_{nl3}}{(C_{nl6} + C_{nl7} \cdot S^{*3}) \cdot C_\mu} \quad (11)$$

$$C_\mu = \frac{C_{a0}}{C_{a1} + C_{a2} \cdot S^* + C_{a3} \cdot \omega^*}, \quad (12)$$

$$S^* = \frac{k}{\epsilon} \sqrt{2 \cdot \sum_i \sum_j S_{ij} \cdot S_{ij}}, \quad \omega^* = \frac{k}{\epsilon} \sqrt{2 \cdot \sum_i \sum_j \omega_{ij} \cdot \omega_{ij}}. \quad (13)$$

Постоянные в выражениях (7), (9), (11) и (12) приведены в табл. 3.

Таблица 3

Постоянные квадратичной k - ϵ -модели

Константа	Значение	Константа	Значение	Константа	Значение
C_a	1.44	C_{nl1}	0.75	C_{a0}	0.667
C_e	1.92	C_{nl2}	3.75	C_{a1}	1.25
σ_k	1.0	C_{nl3}	4.75	C_{a2}	1
σ_ϵ	1.3	C_{nl6}	1000	C_{a3}	0.9
–	–	C_{nl7}	1	–	–

Перенос тепла рассчитывается при помощи уравнения энергии без учета влияния диссипации:

$$\rho \cdot C_p \cdot \sum_j V_j \cdot \frac{\partial T}{\partial x_j} = C_p \cdot \sum_j \frac{\partial}{\partial x_j} \left[\left(\frac{\mu}{Pr} + \frac{\mu_T}{Pr_T} \right) \cdot \frac{\partial T}{\partial x_j} \right], \quad (14)$$

Pr, Pr_T – молекулярное и турбулентное числа Прандля соответственно.

На входе в расчетную область задавались граничные условия первого рода, на выходе – граничные условия второго рода, дополненные интегральным соотношением баланса массы, все внешние поверхности принимались идеально гладкими, неподвижными, адиабатическими стенками.

Для реализации математической модели использован программный комплекс STAR-CCM+, отличительной особенностью которого является возможность автоматического построения полиэдральных сеток, что важно ввиду сложной геометрии ячеек перемешивающих решеток.

Численное исследование течения и переноса тепла выполнено для семи- и 19-стержневых моделей ТВС ВВЭР-1000, заключенных в шестигранные чехлы, с установленными в них фрагментами сотовых решеток (рис. 2). Характерный поперечный размер контрольных объемов в областях входных и выходных участков стержневых пучков составлял 1 мм, в области установки решеток – 0.5 мм. Исследование пучков с малым числом стержней позволило сократить время счета и проанализировать влияние краевых эффектов (чехла) на полученные характеристики течения.

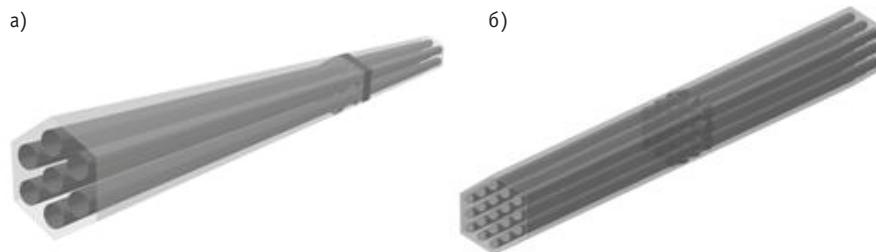


Рис. 2. Расчетные области семи- (а) и 19-стержневых (б) фрагментов ТВС ВВЭР-1000

Анализ распределений скоростей на выходе из 19-ячеистых решеток показал, что за ними без порядкового чередования ячеек (СПР2, СДПР2) тангенциальные составляющие скорости взаимно компенсируются, что вызывает затухающую закрутку потока вокруг твэлов и в пространстве между ними. Направленный конвективный перенос реализуется лишь в области периферийного ряда твэлов и чехла (рис. 2б).

За решетками с порядковым чередованием двух типов ячеек (СПР1, СПР3,... СПР9, СДПР1) поток приобретает тангенциальную составляющую скорости, отличающуюся направлением (по или против часовой стрелки) в соседних рядах поля ячеек решетки. Между соседними рядами ячеек поперечные компоненты скорости на выходе из решеток ориентированы одинаково. Таким образом, конфигурация решеток обеспечивает формирование направленного конвективного переноса вдоль рядов твэлов, который сохраняется на некотором удалении вниз по течению за решетками (рис. 3а).

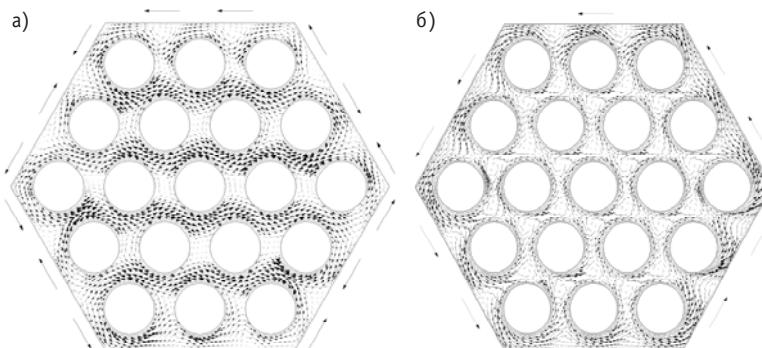


Рис. 3. Поля поперечных скоростей за сотовыми перемешивающими решетками: а) – с порядковым чередованием ячеек; б) – без порядкового чередования ячеек

Следовательно, масштаб поперечного конвективного переноса за решетками с порядковым чередованием ячеек ограничен лишь поперечным размером чехла, в то время как за решетками с идентичными ячейками он ограничен шагом расположения твэлов.

Анализ распределений скорости за решетками в семистержневых пучках показал, что на вторичные течения определяющее влияние за решетками оказывают краевые эффекты. В связи с этим сделан вывод, что моделирование гидродинамики перемешивающих решеток с большим числом ячеек, создающих поперечные перетоки, на 7-ячеистых фрагментах нецелесообразно.

Для обобщения влияния геометрии сотовых интенсифицирующих решеток на их гидравлические и перемешивающие свойства были выбраны

- коэффициент гидравлического сопротивления решеток (КГС), являющийся

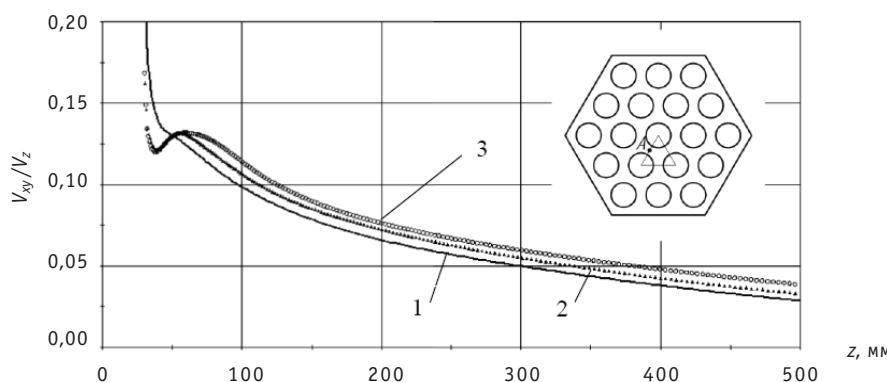


Рис. 4. Распределения относительной поперечной скорости за СДПР 1: 1 – $Re=3.03 \cdot 10^4$; 2 – $Re = 1.14 \cdot 10^5$; 3 – $Re = 4.64 \cdot 10^5$

мерой необратимых потерь энергии потока при его взаимодействии с решеткой;

- отношение характерной поперечной скорости V_{xy} к среднерасходной скорости в пучке V_z , определяющее «дальнобойность» решеток.

Величины КГС решеток при соответствующих числах Рейнольдса приведены в табл. 4. За характерную поперечную скорость V_{xy} выбрана скорость в узком сечении между центральным и соседним стержнями (точка А на рис. 4а). Изменение этой скорости при различных числах Рейнольдса за СДПР 1 приведено на рис. 4, а в табл. 4 помещены средние по длине значения V_{xy}/V_z на расстоянии типичного шага дистанционирующих решеток, выбранного равным 250 мм.

Таблица 4
Гидравлические и перемешивающие характеристики сотовых решеток

Тип решетки	Re	V_{xy}/V_z	КГС
СПР 1	$3.07 \cdot 10^4$	0.120	3.11
СПР 2	$3.07 \cdot 10^4$	–	3.15
СПР 3	$3.07 \cdot 10^4$	0.097	2.71
СПР 4	$3.07 \cdot 10^4$	0.132	3.07
СПР 5	$3.07 \cdot 10^4$	0.049	3.27
СПР 6	$3.07 \cdot 10^4$	0.177	1.49
СПР 7	$3.07 \cdot 10^4$	0.144	1.50
СПР 8	$3.07 \cdot 10^4$	0.091	0.85
СПР 9	$3.07 \cdot 10^4$	0.071	0.85
СДПР 1	$3.03 \cdot 10^4$	0.085	0.77
СДПР 2	$3.03 \cdot 10^4$	–	0.82
СДР	$3.07 \cdot 10^4$	–	0.45

Из полученных данных следует, что сотовые решетки с ячейками, имеющими шесть пуклевок (СПР1 – СПР5), обладают высоким коэффициентом гидравлического сопротивления. Это объясняется отрывом потока внутри ячеек и образованием застойных зон в области выхода потока из решеток. Изменение угла наклона

пуклевок (от 30 до 10⁰) и отсутствие порядового чередования ячеек в решетках сходной конструкции (СПР1, СПР2, СПР4, СПР5) слабо влияют на КГС.

Образование вихревых зон в выходном сечении ячеек связано с формированием струй, индуцирующих конвективный перенос, вследствие чего увеличение со-противления таких решеток не приводит к пропорциональному увеличению их перемешивающих свойств. Уменьшение коэффициента гидравлического сопротивления (на ~ 15%) имеет место при отсутствии поворота выходного сечения ячейки относительно входного (СПР1 и СПР3). Эффект связан с образованием сквозных осевых каналов в межъячеистом пространстве. Однако при этом ухудшаются перемешивающие свойства решетки, так как струи, выходящие из ячеек и инициирующие поперечную конвекцию, взаимодействуют с интенсивными не отклоненными от осевого движения потоками теплоносителя, выходящими из межъячеистого пространства. В результате относительная поперечная скорость уменьшается с 0.12 до 0.097.

Уменьшение числа пуклевок с шести до трех при длине ячеек 20 мм приводит к увеличению живого сечения для прохода теплоносителя внутри ячеек, снижению диффузорности, что уменьшает протяженность застойных зон в области выхода потока из решетки и, как следствие, гидравлические потери. При увеличении длины пуклевок до 30 мм обтекание внутренних поверхностей ячеек становится безотрывным. Это вызывает уменьшение КГС до величины ~ 0.8–0.9 при $Re \sim 3 \cdot 10^4$. Можно заключить, что при безотрывном течении во внутриячеистом канале сотовых решеток их гидравлическое сопротивление определяется длиной ячеек, числом пуклевок и слабо зависит от угла их наклона.

В целях исследования влияния числа Рейнольдса на гидравлические характеристики решеток выполнены расчеты КГС решеток СПР1 и СДПР1 в диапазоне чисел Рейнольдса $(0.3\text{--}4.6) \cdot 10^5$. Полученные результаты с погрешностью ~ 5% могут быть аппроксимированы соотношением

$$\frac{КГС}{КГС_0} = \left(\frac{Re}{Re_0} \right)^{-n}, \quad (15)$$

где $КГС_0$ – коэффициент гидравлического сопротивления решетки при Re_0 (см. табл. 4), $n = 0.17$ для СДПР1 и $n = 0.08$ для СПР1.

Снижение показателя степени в законе сопротивления решетки СПР1 по сравнению с показателем в законе сопротивления СДПР1 объясняется тем, что потери на трение в каналах СПР1, уменьшающиеся с ростом числа Рейнольдса, вносят слабый вклад в суммарные потери давления, в то время как для СДПР1, ячейки которой обтекаются безотрывно, эти потери являются определяющими.

Исследование переноса тепла в пучках стержней с сотовыми решетками осуществлялось методом теплового следа: на входе в пучок задавалась центральная температурная неравномерность (рис. 5а) и исследовалась ее деформация в потоке за решетками (рис. 5б–г).

В отсутствие направленного поперечного конвективного переноса (рис. 5б) температурная неоднородность локализована в пределах первого ряда стержней. Сравнение распределений температуры на входе в решетку (рис. 5а) и в сечении 250 мм за решеткой (рис. 5б) показывает слабое рассеяние неоднородности. Направленный конвективный перенос (рис. 5в, г) радикально изменяет распределение температурной неоднородности в поперечном сечении пучка. Наибольшее рассеяние имеет место за СПР6 ($n = 3$; $\varphi = 30^0$; $l = 20$ мм; $\psi = 60^0$), для которой относительная поперечная скорость V_{xy}/V_z максимальна и равна 0.177 (табл. 4). Для других решеток температурные поля близки, что отражает близость скоростей поперечной конвекции (табл. 4).

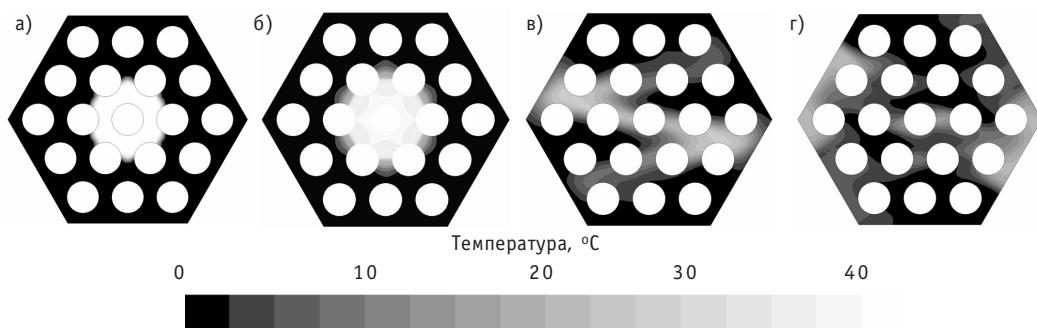


Рис. 5. Распределение температуры в пучках стержней с сотовыми решетками: а) – перед решетками; б) – на расстоянии 250 мм за СДР; в) – на расстоянии 250 мм за СДР1; г) – на расстоянии 250 мм за СДР6

По итогам проведенного исследования можно сделать следующие выводы:

- выполнено численное моделирование течения и переноса тепла в моделях пучков твэлов ВВЭР-1000 с семью, 19-ю стержнями натурного размера, содержащих 11 вариантов конструктивных решений сотовых решеток конструкции ОАО «МСЗ»;
- порядовое чередование ячеек, отличающихся углом наклона продольных гофр (пуклевок), является эффективным способом выравнивания температурных неоднородностей в потоке теплоносителя;
- увеличение длины ячеек, уменьшение числа пуклевок обеспечивают безотрывное течение в объеме ячеек, что позволяет уменьшить КГС решетки без существенного уменьшения перемешивающих свойств, зависящих от угла наклона пуклевок;
- с ростом числа Рейнольдса в диапазоне $(0.3\text{--}5)\cdot10^5$ происходит уменьшение КГС решеток по степенному закону с показателем степени 0.17 для безотрывно обтекаемых решеток и 0.08 для решеток, в ячейках которых имеют место отрывы потока;
- перемешивающие свойства течения за решеткой, оцененные по величине средней относительной поперечной скорости, в том же диапазоне чисел Рейнольдса несколько увеличиваются (от 8.5 до 9.4% для СДР1);
- на вторичное течение, индуцированное перемешивающими решетками, во фрагментах ТВС, состоящих из малого количества стержней (семь стержней), большое влияние оказывают краевые эффекты (эффект чехла).

Литература

1. Бородин С.С., Дмитриев С.М. и др. Исследование эффективности перемешивающих решеток в обоснование выбора оптимальной конструкции ТВСА-АЛЬФА реактора типа ВВЭР//Ядерная энергетика и техническая физика. – 2010.
2. Корсун А.С., Круглов В.Б., Маслов Ю.А. и др. Расчетное исследование циркуляции теплоносителя в ТВС с решетками перемешивающего типа//Вопросы атомной науки и техники. – 2008. – № 23.
3. Солонин В.И. Решетки сотового типа для ВВЭР-1000//Журнал «Росэнергоатом». – 2008. – № 8.
4. Baglietto E. CFD in nuclear industry, a whole new role. M.: BMSTU, 2010.
5. Lien F., Chen W., Leschziner M. Low-Reynolds number eddy-viscosity modelling based on non-linear stress-strain/vorticity relations/Proc. III Symp. On Engineering Turbulence Modelling and Measurements, Greece, 1996.
6. Белов И.А., Исаев С.А. Моделирование турбулентных течений. – СПб.: Балт. гос. техн. ун-т, 2001.

Поступила в редакцию 19.10.2011

ИНТЕГРИРОВАННЫЕ ПОДХОДЫ К ОЦЕНКЕ РИСКОВ НЕСАНКЦИОНИРОВАННОГО РАСПРОСТРАНЕНИЯ

А.А. Андрианов

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



Представлена методика и приведены примеры использования подхода к оценке привлекательности сценариев пролиферации¹ с использованием методов поддержки принятия решений при многих критериях, сформулированной в виде задачи многокритериальной оптимизации, позволяющей учесть как особенности национальной ядерной инфраструктуры, так и возможные стратегии поведения пролифератора.

Ключевые слова: распространение, оценка риска, ядерный топливный цикл, многокритериальная оптимизация.

Key words: proliferation, risk assessment, nuclear fuel cycle, multi-objective optimization.

ВВЕДЕНИЕ

Современное состояние в области количественной оценки рисков несанкционированного распространения характеризуется отсутствием согласованной и общепринятой методологии оценки риска и, как следствие, в общем случае, процедура принятия решения не formalизована многообразием так называемых «атtributivных» и «сценарных» моделей оценки риска, а также ориентацией на анализ ситуаций, в которых пролифератором является государство [1, 2].

К некоторым последним тенденциям развития расчетного инструментария в данной предметной области следует отнести включение в рассмотрение ситуаций, в которых пролифератором могут быть негосударственные субъекты² (террористические группировки, криминальные элементы и пр.); учет наличия нескольких целей (многокритериальность задачи), динамики развития событий и неопределенности исходных данных; построение модели пролиферационного акта для выявления связи между переменными модели и их связи с индикаторами риска.

Недостаток сценарных подходов к оценке рисков несанкционированного распространения, основанных на математическом аппарате вероятностного анализа безопасности, управляемых конечных марковских цепей и ряда других, заключа-

¹ Здесь и далее используется непосредственный перевод англоязычной терминологии, широко используемой в данной предметной области в рамках крупнейших международных проектов.

² Non-State actors – негосударственные субъекты (терминология из глоссария МАГАТЭ).

ется в том, что в их рамках возможно рассмотрение только относительно небольшого количества сформулированных экспертом сценариев. Это связано прежде всего с трудоемкостью процесса подготовки исходных расчетных данных, необходимых для количественной характеристики сценариев. Как следствие, «смешенные» сценарии пролиферации (единовременная реализация комбинации нескольких исходных сценариев с достижением по каждому из них частичного успеха) из рассмотрения выпадают.

Более того, считая, что пролифератор обладает необходимыми компетенциями, следует признать, что он стремится всевозможными путями повысить эффективность своих действий (снизить время пролиферации, затраты и прочие показатели, характеризующие конкретный сценарий). В связи с этим возникает задача многокритериальной оптимизации, позволяющая учитывать особенности национальной ядерной инфраструктуры и возможные стратегии поведения пролифератора. В результате решения этой задачи можно определить наиболее желательные для пролифератора сценарии и дать информацию для экспертов по выявлению наиболее уязвимых мест национальной ядерной инфраструктуры. В частности, информация, полученная из анализа возможных сценариев поведения пролифератора, может быть использована для регламентирования проверок систем безопасности, оценки вклада различных факторов и систем в показатели защищенности и выбора приоритетных направлений по ее повышению.

Данного рода анализ может быть осуществлен на основе атрибутивных подходов, которые в этом контексте является естественным дополнением к сценарным. Их использование позволяет сформулировать набор сценариев для последующего рассмотрения в рамках вероятностных моделей и оценить чувствительность к исходным данным, выявив тем самым значения необходимых параметров, которые могут быть задействованы пролифератором при реализации определенного сценария.

Следует отметить, что оценку наиболее привлекательных вариантов следует проводить с использованием методов поддержки принятия решений при многих критериях, потенциал которых в настоящий момент не реализован должным образом в данной предметной области. Это связано с тем, что априорно невозможно сформулировать интегральный показатель риска, поэтому предварительно следует определить взаимосвязи между отдельными составляющими риска и идентифицировать мотивации, намерения, потенциальные возможности пролифератора, после чего можно либо предложить способ их агрегирования, либо сформировать набор критериальных ограничений. Это позволяет учитывать особенности пролифератора и специфику системного окружения [3].

Такой подход может быть отнесен к категории «интегрированные подходы к оценке риска», основанные на объединении нескольких методик и направленные на устранение недостатков, присущих отдельным методикам, и расширение сферы их возможного приложения. Предложенная методика оценки риска построена на основании объединения сценарных и атрибутивных подходов с использованием методов поддержки принятия решений при многих критериях.

ОПИСАНИЕ ПОДХОДА

Множество неулучшаемых решений

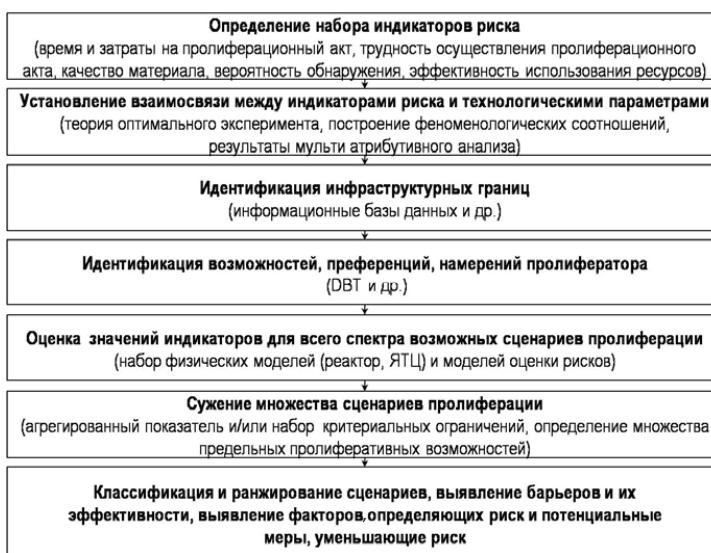
В отличие от традиционных подходов к выбору оптимального решения, в которых решение выбирается на основании одного из критериев или свертки нескольких, в рамках предлагаемого реализованы методы векторной постановки задачи, основанные на принципе компромисса, что обеспечивает приемлемое по совокупности значений факторов решение [4, 5].

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Данный подход является основой большинства современных методов принятия решений при многих критериях, где базовым понятием служит понятие множества недоминируемых решений – множество Парето. Следует отметить, что любое из решений, принадлежащих множеству Парето, не может быть улучшено одновременно по всем частным критериям.

ОБЩАЯ СХЕМА ПОДХОДА

Описанную методологию можно представить в виде блок-схемы, изображенной на рис. 1.



Индикаторами могут быть следующие показатели [1]: время пролиферации (PT – Proliferation time); затраты на пролиферационный акт (PC – Proliferation cost); трудности осуществления пролиферационного акта (PTD – Proliferation technical difficulty); качество делящегося материала (FMT – Fissile material type); вероятность обнаружения (DP – Detection probability); эффективность использования средств обнаружения (DRE – Detection resource efficiency).

Вид каждого из индикаторов может быть определен на основе построения модели поведения нарушителя и модели средств реагирования. В рассмотрение могут быть включены инфраструктурные особенности, отражающиеся в виде формируемых дополнительно ограничений.

Для реализации данного подхода были разработаны диалоговая система стохастической многокритериальной оптимизации и интерактивная система визуального анализа множества достижимости.

Способы учета стратегии поведения пролифератора

Способы определения набора сценариев, учитывающих стратегии поведения пролифератора, могут состоять в формировании критериальных ограничений и построении агрегированного показателя.

Формирование критериальных ограничений. После того как определен набор предельных осуществимых сценариев, совокупность которых удовлетворяет условию парето-эффективности, для окончательного отбора необходимо задать совокупность ограничений на индикаторы, отражающие возможные преференции

пролифератора, и отобрать из набора предельных осуществимых сценариев удовлетворяющие данной совокупности ограничений:

$$\begin{aligned} PT_{\min} \leq PT_i &\leq PT_{\max}, \\ PC_{\min} \leq PC_i &\leq PC_{\max}, \\ &\dots \\ DRE_{\min} \leq DRE_i &\leq DRE_{\max}. \end{aligned}$$

Построение агрегированного показателя. Интегральный показатель риска конкретного сценария может быть оценен в относительных единицах в виде мультиплексивной свертки по каждому сценарию. Параметры свертки могут быть определены эксперտно на основании многофакторного сопоставления взаимосвязи индикаторов риска и определения преференций пролифератора:

$$R_i = \left[\left(\frac{PT_i}{\min(PT)} \right)^{k_{PT}} \cdot \left(\frac{PC_i}{\min(PC)} \right)^{k_{PC}} \times \left(\frac{PTD_i}{\min(PTD)} \right)^{k_{PTD}} \times \left(\frac{FMT_i}{\max(FMT)} \right)^{k_{FMT}} \times \right. \\ \left. \times \left(\frac{DP_i}{\min(DP)} \right)^{k_{DP}} \times \left(\frac{DRE_i}{\min(DRE)} \right)^{k_{DRE}} \right]^{-1}.$$

Стратегия поведения пролифератора может быть «агрессивной» (пролифератор стремится достичь своей цели за кратчайшее время, не скучаясь на ресурсах), «скрытой» (пролифератор стремится с наименьшими затратами достичь своей цели, сделав максимально незаметными свои действия), «умеренной» (пролифератор стремится с умеренными рисками обнаружения, затратами и за приемлемое время достичь своей цели).

Ниже представлена серия примеров использования описанной методики, которые по мере необходимости могут быть расширены и конкретизированы, а описанная методика может быть применена и для других элементов ядерной инфраструктуры. Несмотря на модельный характер задач, описанная методика может быть использована в системах поддержки принятия решений по оценке уязвимости национальной ядерной инфраструктуры.

ПРИМЕРЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ

Оценка привлекательности сценариев незаявленного производства ВОУ с использованием центрифужной технологии

Постановка задачи и исходные предположения. Задача заключается в оценке привлекательности сценариев незаявленного производства высокообогащенного урана (ВОУ) в количестве 1 SQ с учетом стратегий поведения пролифератора при условии, что у него уже имеется каскад по обогащению и возможность добавлять к этому каскаду новые центрифуги.

Исходными сценарными параметрами являются количество центрифуг в первоначальном каскаде, годовая разделительная работа центрифуги, единичная мощность каждой центрифуги, число центрифуг, добавляемых к каскаду ежедневно, тип исходного материала, обогащение отвалов.

На основании этой информации рассчитываются значения индикаторов сценариев производства 1 SQ ВОУ. Показателями, количественно характеризующими конкретный сценарий пролиферации, являются время производства 1 SQ (PT); затраты на сценарий, пропорциональные общему количеству используемых центрифуг (PC); показатель, пропорциональный мощности центрифуги (PTD); показатель, пропорциональный обогащению урана (FMT). Сделано предположение, что

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

каждая новая центрифуга легко добавляется к каскаду таким образом, что она может мгновенно внести вклад в совокупную работу разделения.

Пролифератор принимает решение о выборе наиболее привлекательного сценария на основании требований минимизации времени пролиферации, затрат, технической сложности и максимизации качества делящегося материала.

Взаимосвязь индикаторов риска с параметрами модели для различных сценариев хищения НОУ. Увеличение количества используемых центрифуг влечет увеличение затрат на реализацию данного сценария, но приводит к сокращению времени, необходимого для достижения цели пролифератора. На рисунках 2–5 приведена взаимосвязь различных индикаторов риска для случая, когда исходным материалом служит низкообогащенный уран (4%); обогащение ВОУ составляет 90%, а обогащение отвалов равно 1%. Мощность каждой центрифуги составляет 3 кг ЕРР в год. Начальное количество центрифуг варьировалось от 50 до 1500 и учитывалось, что пролифератор имеет возможность добавлять до 10 центрифуг ежедневно.

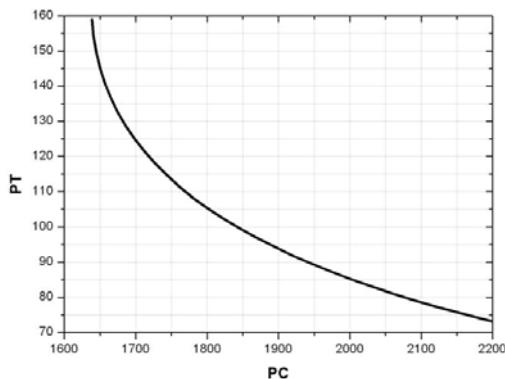


Рис. 2. Взаимосвязь индикаторов РТ (дней) и РС (у.е.)

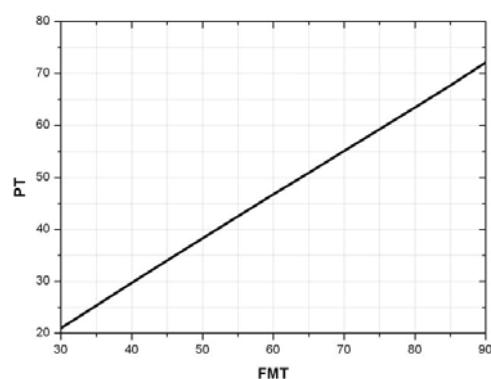


Рис. 3. Взаимосвязь индикаторов РТ (дней) и FMT (%)

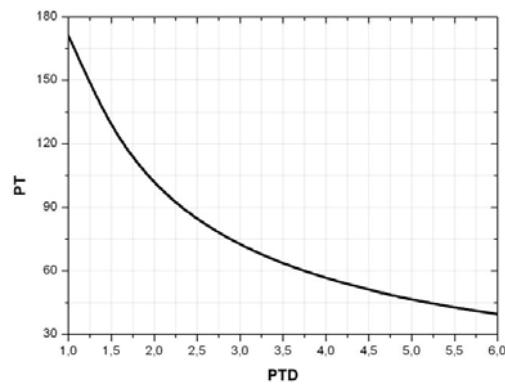


Рис. 4. Взаимосвязь индикаторов РТ (дней) и РТД (кг ЕРР/г.)

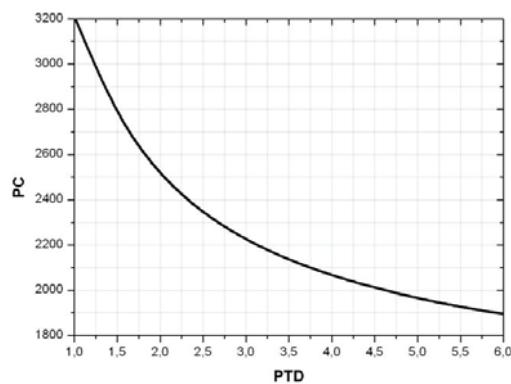


Рис. 5. Взаимосвязь индикаторов РС (у.е.) и РТД (кг ЕРР/г.)

Количественный анализ указанных зависимостей позволяет выявить затраты и выгоды в значениях различных индикаторов риска, связанные с реализацией определенного сценария пролиферации. В частности, может быть оценено насколько к снижению времени пролиферации ведет увеличение общего числа центрифуг, количества вновь добавляемых к каскаду центрифуг, производительность центрифуги, уровень обогащения исходного материала и отвалов, и насколько при

этом возрастут затраты на пролиферационный акт, техническая сложность реализации программы, вероятность обнаружения. Количественные показатели и вклад каждого из элементов могут быть получены на основе описанной модели.

Аппроксимация множества предельно достижимых сценариев пролиферации. Для определения предельно допустимых сценариев пролиферации необходимо осуществить аппроксимацию множества сценариев, удовлетворяющих условию парето-оптимальности и набору инфраструктурных ограничений (табл. 1).

Таблица 1

Инфраструктурные возможности

Параметр	Нижняя грань	Верхняя грань
Обогащение исходного урана, %	0.71	4
Обогащение ВОУ, %		90
Обогащение отвалов, %	0.1	0.7
Начальное количество центрифуг, шт.	0	1000
Количество вводимых каждый день центрифуг, шт./дней	0	10
Производственная мощность одной центрифуги, кг ЕРР/г.	1	6

Предельные достижимые сценарии пролиферации – это сценарии, совокупность которых удовлетворяет условию парето-эффективности; для них значение любого из частных индикаторов можно улучшить только за счет ухудшения значений хотя бы одного из остальных индикаторов.

Данный этап необходим для того, чтобы исключить из рассмотрения явно неудовлетворительные для пролифератора по заданному набору индикаторов риска сценарии и оценить тем самым предельные пролиферационные возможности.

В пространстве индикаторов РТ, РС и РТД множество предельных пролиферационных возможностей имеет вид, представленный на рис.6. Расчеты сделаны в предположении, что целью пролифератора является производство 1 SQ ВОУ с 90%-ным обогащением.

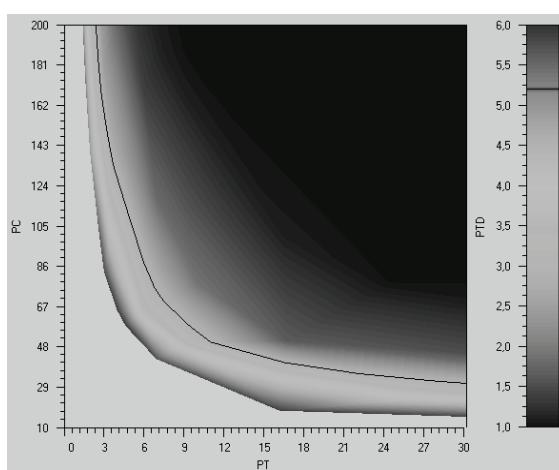


Рис. 6. Взаимосвязь индикаторов РТ (дней), РС (у.е.), РТД (кг ЕРР/г.)

В конечном счете, для набора эффективных сценариев на основании сформированных апостериорно агрегированных показателей риска или сформированного набора критериальных ограничений, индивидуальных для каждой из групп

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

пролифераторов, ранжируются сценарии пролиферации в зависимости от технологических возможностей пролифератора и его стратегии поведения.

В таблице 2 представлены индикаторы сценариев, удовлетворяющих условию парето-оптимальности, соответствующие определенным стратегиям поведения пролифератора; в табл. 3 – соответствующий набор параметров, определяющих достижимость данной совокупности индикаторов.

Индикаторы сценария

Номер	РТ, дней	РС, у.е.	РТД, кг ЕРР/г.	FMT, %	Стратегия поведения
766	0.2	966.2	5.9	90	Агрессивный
648	182.5	9.3	1.7	90	Скрытый
44	71.7	58.0	1.1	90	Умеренный
404	32.0	72.3	1.6	90	
587	55.8	62.8	1.4	90	

Таблица 2

Технологические параметры сценариев

Номер	Начальное количество центрифуг, шт.	Количество вводимых каждый день центрифуг, шт.	Производственная мощность одной центрифуги, кг ЕРР/г.	Обогащение исходного урана, %	Обогащение отвалов, %	Обогащение ВОУ, %
766	964	7	5.9	3.9	0.6	90
648	6	0	1.7	1.6	0.6	90
44	46	0	1.1	1.0	0.3	90
404	11	2	1.6	1.8	0.6	90
587	14	1	1.4	1.2	0.5	90

Таблица 3

Оценка привлекательности сценариев производства делящихся материалов с использованием мощностей по переработке ОЯТ и обогащению урана

Описанный подход был использован для оценки привлекательности сценариев незаявленного производства 1 SQ плутония или ВОУ при хищении материалов, циркулирующих в топливном цикле теплового реактора при условии, что у пролифератора имеются возможности по развитию мощностей по переработке ОЯТ и обогащению урана [6].

Решение данной задачи позволило оценить привлекательность различных технологических путей осуществления пролиферационного акта (обогащение или переработка) и соответствующих производственных мощностей технологий, определенных заданными инфраструктурными границами, при условии сбалансированного достижения эффективности по соответствующим индикаторам для разных глубин выгорания топлива.

Сравнительный анализ структур развивающейся системы ЯЭ по индикаторам риска распространения

С использованием описанной методики был проведен сравнительный анализ структур развивающейся системы ЯЭ по индикаторам риска распространения. В качестве показателя, характеризующего возможности системы ЯЭ производить расщепляющиеся материалы, принимались мощности чувствительных предприятий ЯТЦ, отнесенные на единицу производимого ими значимого количества – «потенциальная производительность делящихся материалов». В качестве показателя, характеризующего количество делящихся материалов, принято «количество делящихся материалов в ЯТЦ», выраженное в единицах SQ [6].

В рассмотрение включены сценарии, являющиеся результатом оптимизации по критерию минимизации полных дисконтированных затрат с учетом ограничений на запасы природного урана, количества ОЯТ, места размещения быстрых реакторов: открытый урановый ЯТЦ без ограничений на ресурсы урана (I); замкнутый U-Pu ЯТЦ как с учетом, так и без учета ограничений на места размещения АЭС с быстрыми реакторами и с ограничениями на объемы доступного природного урана (II, III); замкнутый U-Pu-Th ЯТЦ с ограничениями на места размещения АЭС с быстрыми реакторами и на объемы доступного природного урана (IV) [7].

Результаты расчетов показывают, что различные структуры развивающейся системы ЯЭ на базе рассмотренных ЯТЦ сопоставимы по индикаторам «количество циркулирующего делящегося материала в ЯТЦ» и «потенциальная производительность делящихся материалов». Следует отметить, что улучшение одного из индикаторов достигается ухудшением по другому. Это говорит о невозможности сделать вывод о перспективности той или иной структуры ЯЭ и типа ЯТЦ для несанкционированного распространения, руководствуясь только оценкой материальных показателей, без детального анализа особенностей поведения пролифератора и национальных и международных систем управления режимом ядерной безопасности и нераспространения.

Результаты расчетов «количество делящихся материалов в ЯТЦ» и «потенциальной производительности делящихся материалов» для рассмотренных четырех сценариев приведены в табл. 4.

Таблица 4

Результаты сопоставления структур ЯЭ по индикаторам риска

Сценарий	Максимальное «количество делящихся материалов в ЯТЦ», 10^6 SQ	Максимальная «потенциальная производительность делящихся материалов», 10^6 SQ/год
I	4.1 – 6.2	33 – 362
II	2.2 – 4.3	455 – 664
III	3.0 – 5.1	302 – 370
IV	1.9 – 4.0	420 – 480

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Описанный подход удовлетворяет современным требованиям, предъявляемым к задачам оценки рисков несанкционированного распространения и уязвимости национальной ядерной инфраструктуры, разрешив при этом часть имевшихся методологических противоречий.

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Данная методика может быть интегрирована в иные подходы оценки рисков, что расширит область их возможного применения.

Автор выражает благодарность и глубокую признательность А.Н. Румянцеву и В.П. Рухло за плодотворные дискуссии.

Работа выполнена при поддержке гранта Президента Российской Федерации МК-6046.2012.8.

Литература

1. Development of Evaluation Methodology through Rev. 5, approved by GIF for unrestricted distribution: www.gen-4.org/Technology/horizontal/PRPPEM.pdf
2. PNNL-14294, Guidelines for the Performance of Nonproliferation Assessment. 2003. Pacific Northwest National Laboratories, Richland Washington.
3. *Андранинов А.А. Оценка привлекательности сценариев пролиферации на основе их многофакторного сопоставления без предварительной агрегации индикатора риска/ «Научная сессия МИФИ-2011»: Сборник аннотаций докладов в 3-х томах. Т.1.–С. 268.*
4. Triantaphyllou E. Multi criteria decision making method: a comparative study, Kluwer academic publishers, Applied optimization series. – V. 44, 2002.
5. *Токарев В.В. Методы оптимальных решений. Т.2.–М.:Физматлит, 2010.*
6. Итоги круглого стола «Культура ядерного нераспространения и безопасности: от ядерного права и международных соглашений до инженерных барьеров» <http://icne.mephi.ru/?p=294>.
7. *Andrianov A., Korovin Yu., Fedorova E.// CD-Proceedings of Global 2009 conference.*

Поступила в редакцию 20.10.2011

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА ИЗ ТОПЛИВА С ГЛУБОКИМ ВЫГОРАНИЕМ

А.И. Дьяченко*, Н.А. Балагуров, В.В. Артисюк****

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

**Негосударственное образовательное учреждение «Центральный институт повышения квалификации», г. Обнинск



Проведен анализ изотопного состава урана отработавшего топлива реактора ВВЭР-1000 с целью его возможного использования для производства свежего топлива на основе регенерированного урана. Рассмотрены вопросы оптимизации компенсации начального присутствия четных изотопов урана с приведением количественных оценок работы разделения и экономии урановых ресурсов в зависимости от глубины выгорания и степени рециклирования урана.

Ключевые слова: регенерированный уран, выгорание, качество, экономия ресурсов.

Key words: reprocessed uranium, burnup, quality, resources saving.

ВВЕДЕНИЕ

В принятой в 2010 г. Федеральной целевой программе (Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.) решение вопросов, связанных с отработавшим топливом, замыканием ядерного топливного цикла и увеличением эффективности использования урановых ресурсов, является основой роста электрогенерирующих мощностей [1].

Отработавшее топливо современных тепловых ядерных реакторов содержит значительную фракцию урана с присутствием в ней доли ^{235}U , превышающей соответствующий показатель для естественного урана. Поэтому использование регенерированного урана с самого начала развития ядерной энергетики рассматривалось в качестве перспективной опции для экономии урановых ресурсов и снижения сырьевой составляющей стоимости топлива.

На сегодняшний день в Российской Федерации накоплен значительный опыт производства и использования топлива из регенерированного урана (регенерата) как для российских реакторов ВВЭР и РБМК, так и для зарубежных PWR, BWR [2].

Выделяются следующие области для исследований и дальнейшей оптимизации связанные с использованием регенерата (в международной терминологии «reprocessed uranium», аббревиатура – REPU):

- компенсация присутствия ^{234}U , ^{236}U в начале компании;

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

- дозовые характеристики топлива;
- экономика топливного цикла.

Получение обогащенного урана из регенерата приводит к накоплению значительных количеств изотопов ^{234}U и ^{236}U , вызывая необходимость компенсации их начального присутствия при загрузке такого топлива в ядерный реактор. За данным топливом закреплен термин «enriched reprocessed uranium» (ERU). Целью компенсации является обеспечение равных с топливом на основе обогащенного природного урана характеристик (глубина выгорания, размножающие свойства системы и т.д.). Изотоп ^{234}U , хотя и приводит к снижению начальной реактивности топлива, при нейтронном захвате превращается в делящийся ^{235}U . Его компенсация актуальна только для реакторов с тяжеловодным теплоносителем, у которых начальный запас реактивности мал [3]. В легководных реакторах присутствие ^{234}U приводит к некоторому увеличению продолжительности кампании или снижению необходимой компенсации ^{236}U . Присутствие изотопа ^{232}U векторе регенерированного урана, с одной стороны, усложняет процесс обогащения и фабрикации топлива, с другой стороны, повышает барьер против несанкционированного распространения делящихся материалов (дочерний продукт ^{228}Th приводит к образованию нелетучих фторидов, затрудняющих процесс обогащения, а ^{208}Tl дает жесткое гамма-излучение 2.614 МэВ) [4,5].

В существующем проекте АЭС-2006 предполагается увеличение глубины выгорания топлива на 180 эффективных (до 1329) суток за счет увеличения начального обогащения на 0.52% (до 4.788%). При увеличении выгорания растет вклад в энерговыделение от нарабатываемого плутония. Как следствие, увеличивается содержание невыгоревшего делящегося изотопа урана ^{235}U в конце кампании. Однако растет и содержание четных изотопов урана, что влияет на необходимый объем материала подпитки, количество работы разделения (EPP), требуемой для фабрикации топлива на основе REPU.

Целью работы является анализ нуклидного состава отработавшего топлива ядерного реактора (ОЯТ) ВВЭР-1000, его возможное использование для производства ERU-топлива, оптимизация компенсации начального присутствия четных изотопов урана, количественные оценки работы разделения и экономии урановых ресурсов в зависимости от глубины выгорания и степени рециклирования урана.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА

Рассматривается нуклидный состав ОЯТ ВВЭР-1000 и его возможное использование для производства ERU-топлива. Моделирование нуклидного состава проводилось с использованием программного комплекса SCALE 5.0 [6]. Были задействованы контрольные модули SAS2 и TRITON этого комплекса, позволяющие производить расчеты изотопного состава облученного топлива в зависимости от глубины выгорания и времени выдержки и анализ критичности. Необходимым этапом работы явился бенчмаркинг на имеющихся экспериментальных данных. Для этого проводились расчеты в ячееком приближении для составов и конфигураций, характерных для реакторов ВВЭР и PWR (табл. 1.).

В таблице 2 приведены рассчитанные нуклидные составы ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 и PWR 14x14 в сравнении с экспериментальными данными [7,8]. Наибольшее соответствие изменения изотопного вектора урана с экспериментальными данными наблюдалось в случае расчета элементарной ячейки при помощи контрольного модуля TRITON, который был выбран для проведения оптимизационных расчетов REPU-топлива.

Спецификация ячеек ВВЭР-1000 и PWR 14x14

Таблица 1

	Элементарная ячейка ВВЭР-1000	Элементарная ячейка PWR-14x14
Шаг решетки	1,275	1,5586
Наружный диаметр топливной таблетки	0,772	0,9563
Наружный диаметр оболочки	0,91694	1,118
Начальное обогащение	4.4%	3%
Глубина выгорания	44.8 ГВд\тTM	44.34 ГВд\тTM

**Сравнение расчетов SCALE 5.0
с экспериментальными данными**

Таблица 2

Nuclide	ВВЭР-1000			PWR 14x14		
	Exp [6] кг/т U ₀	Div. SAS2	Div. TRITON	Exp [7] мг/г UO ₂	Div. SAS2	Div. TRITON
²³⁴ U	0.24	-7,63	-7,28	0,12	-4,58	0,90
²³⁵ U	10.22	-4,45	4,21	3.54	-11,75	-8,20
²³⁶ U	6.12	-11,26	-10,8	3.69	2,63	1,73
²³⁸ U	923.00	-2,50	-0,08	824.90	-0,69	-0,06
²³⁸ Pu	0.32	-18,05	-3,83	0.27	15,51	-11,06
²³⁹ Pu	6.39	7,52	16,43	4.36	-1,26	1,02
²⁴⁰ Pu	2.73	0,51	5,38	2.54	-3,93	-4,85
²⁴¹ Pu	1.75	-14,42	-5,94	1.02	4,02	-2,57
²⁴² Pu	0.74	1,06	-2,60	0.84	17,67	1,81

КОЭФФИЦИЕНТ КОМПЕНСАЦИИ ^{236}U

Коэффициенты компенсации четных изотопов урана вводятся для формирования эквивалентных параметров ERU-топлива по сравнению с традиционным обогащенным топливом, произведенным из естественного урана (ENU – enriched natural uranium). Как отмечалось ранее, для легководных реакторов компенсируется ^{236}U . На рисунке 1 показана схема рециклирования урана, принятая для анализа в данной работе. Отработавшее ENU-топливо после выдержки в бассейне-охладителе (5 лет) поступает на завод по переработке ОЯТ. Выделенный уран REPU дообогащается до требуемого уровня с учетом присутствия ^{236}U и направляется

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

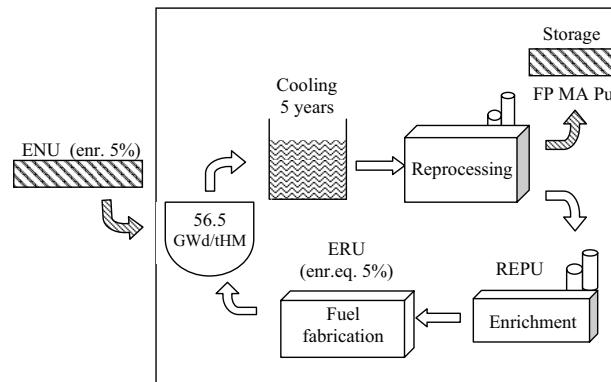


Рис.1. Топливный цикл ВВЭР с топливом на основе регенерированного урана

на фабрикацию ядерного топлива ERU. Снаряженные таким топливом сборки загружаются в активную зону реактора.

В данной работе начальное обогащение ENU принято равным 5%. Соответствующее ему эквивалентное содержание изотопа ^{235}U в ERU топливе рассчитывалось по следующей формуле

$$^{235}\text{U}_{\text{ERU}}(\%) = ^{235}\text{U}_N(\%) + k \cdot ^{236}\text{U}_{\text{ERU}}(\%), \quad (1)$$

где $^{235}\text{U}_{\text{ERU}}$ – эквивалентное содержание изотопа ^{235}U в ERU-топливе; $^{235}\text{U}_N$ – содержание ^{235}U в топливе ENU (фиксировано на уровне 5%); $^{236}\text{U}_{\text{ERU}}$ – содержание изотопа ^{236}U в ERU; k – коэффициент компенсации начального присутствия изотопа ^{236}U .

В практике оптимизации топлива на основе REPU коэффициент k принят равным 0.2 для реакторов РБМК, 0.3 – для ВВЭР и 0.33 – для PWR [2], соответствующим первому циклу ERU. Одной из целей данной статьи является анализ устойчивости этих коэффициентов к увеличению числа рециклов регенерированного урана (результаты представлены в табл. 3 и на рис. 2). Видно, что значения коэффициентов компенсации последовательно уменьшаются с ростом числа рециклов. Их определение проводилось посредством подбора. Выбран критерий подбора, соответствующий одинаковым глубинам выгорания для REPU- и ENU-топлива при фиксированном значении k_{eff} на конец кампании топлива ($k_{\text{eff}} = 0.9$).

При моделировании рециклинга важным являлось определение содержания ^{236}U в векторе ERU, на которое влияют два фактора: его накопление на конец кампании предыдущего цикла и его увеличение в процессе обогащения REPU. Эффект обогащения оценивается по формуле

$${}^{\text{even}}\text{U}_{\text{ERU}}(\%) = \frac{{}^{235}\text{U}_{\text{ERU}}(\%)}{{}^{235}\text{U}_{\text{REPU}}(\%)} \cdot K \cdot {}^{\text{even}}\text{U}_{\text{REPU}}(\%), \quad (2)$$

Таблица 3

Изменение изотопного вектора урана

Изотоп	Номер цикла									
	0		1		2		3		4	
	BOC	EOC	BOC	EOC	BOC	EOC	BOC	EOC	BOC	EOC
^{234}U	0,04	$1,17 \cdot 10^{-2}$	$2,53 \cdot 10^{-2}$	$1,80 \cdot 10^{-2}$	$3,98 \cdot 10^{-2}$	$3,03 \cdot 10^{-2}$	$6,55 \cdot 10^{-2}$	$5,26 \cdot 10^{-2}$	$1,09 \cdot 10^{-1}$	$9,40 \cdot 10^{-2}$
^{235}U	5	1,15	5,37	1,44	5,95	2,01	6,92	3,32	8,62	6,48
^{236}U	–	$7,26 \cdot 10^{-1}$	1,23	2,08	3,16	4,80	6,40	$1,05 \cdot 10^{-1}$	$1,21 \cdot 10^{-1}$	$2,27 \cdot 10^{-1}$
$k\text{-calc}$	0		0,33		0,33		0,25		0,2	

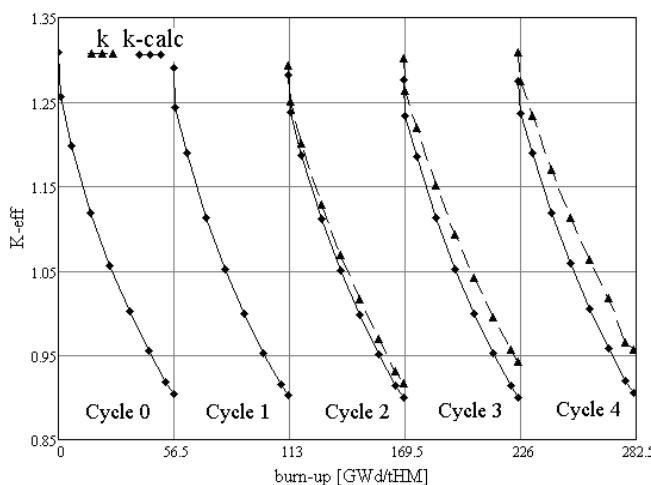


Рис. 2. Поведение K_{eff} при рециклировании урана (расчетная глубина выгорания 56,5 GWd/tHM; нулевой цикл – выгорание природного урана)

где $^{even}U_{ERU}$ – содержание четного изотопа урана в ERU-топливе; $^{235}U_{ERU}$ – содержание изотопа ^{235}U в ERU топливе; $^{235}U_{REPU}$ – содержание изотопа ^{235}U в REPU предыдущего цикла регенерирования; K – коэффициент, характеризующий относительное изменение концентрации изотопов урана при обогащении в сравнении с коэффициентом обогащения ^{235}U ; $^{even}U_{REPU}$ – содержание четного изотопа урана в REPU предыдущего цикла.

Для изотопа ^{236}U коэффициент K принят равным 0.7 (для ^{234}U – 1.17) в соответствии с данными работы [9]. Хотя присутствие урана ^{234}U не компенсируется, с ростом числа рециклов влияние этого изотопа на коэффициент размножения нейтронов будет возрастать. Поэтому в работе также оценивалось его присутствие в урановом векторе. Количество ^{232}U в процессе обогащения возрастает более интенсивно, чем ^{234}U . В работе эта проблема не рассматривалась. Ее кардинальное решение возможно, например, применением технологии «несущего газа» [10]. Согласно спецификациям, ориентированным на возможность использования существующего оборудования для переработки природного урана, это ограничение установлено на уровне 0.2 ppm (принято в данной работе) [2].

В таблице 3 показано содержание изотопов ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U в урановом векторе необлученного топлива на начало кампании (beginning of cycle – BOC) и отработавшего – на конец кампании(end of cycle – EOC). Нулевому циклу соответствует топливо из ENU-урана обогащением 5%. В последующих циклах рассматривалось топливо на основе ERU, нуклидный состав которого рассчитывался с использованием уравнений (1), (2). Расчетная глубина выгорания зафиксирована на уровне 56,5 GWd/tHM для всех циклов. Как показано в табл. 3, наряду со значительным увеличением количества четных изотопов урана присутствие ^{235}U в отработавшем топливе также возрастает, повышая тем самым его привлекательность в качестве сырья для производства ERU.

Рисунок 2 иллюстрирует поведения K_{eff} в зависимости от номера цикла для двух опций оценки компенсации четных изотопов: k , фиксированный на уровне 0.33, и $k-calc$, рассчитанный по описанной выше методике. Из рисунка видно, что при фиксированном k размножающие свойства топлива заметно улучшаются с ростом числа рециклов. Достижения референтной глубины выгорания (56,5 GWd/tHM) возможно при меньших коэффициентах компенсации четных изотопов, численные значения которых приведены в табл. 3.

КАЧЕСТВО РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА

Как отмечалось выше, увеличение начального обогащения и глубины выгорания приводит к увеличению вклада в энерговыделение от нарабатываемого плутония и доли невыгоревшего ^{235}U в урановом векторе на конец кампании топлива (рис. 3, 4).

Качество ERU принято характеризовать с помощью следующего соотношения [11]:

$$G_n = \frac{[^{235}\text{U}_{\text{REP}}] - [^{235}\text{U}_0]}{[^{235}\text{U}_{\text{ER}}] + k \times K \times [^{236}\text{U}_{\text{REP}}] - [^{235}\text{U}_0]}, \quad (3)$$

где $^{235}\text{U}_{\text{REP}}$ – концентрация ^{235}U в REP; $^{235}\text{U}_0$ – содержание ^{235}U в природном уране; $^{235}\text{U}_{\text{ER}}$ – эффективная концентрация урана в продукте (ERU); $^{236}\text{U}_{\text{REP}}$ – концентрация ^{236}U в REP; коэффициенты k и K описаны в формулах (1), (2).

По смыслу формула (3) дает оценку доли ERU, которую можно выделить в виде

продукта на обогатительной стадии из сырьевого материала – регенерированного урана REP. Такая оценка зависит от количества невыгоревшего ^{235}U и концентрации четных изотопов, накапливаемых в отработавшем топливе. В таблице 4 показано изменение процентного соотношения ^{235}U и ^{236}U на конец кампании ($k_{eff} = 0.9$) в зависимости от начального обогащения топлива.

Произведенные оценки показали, что повышение процентного содержания ^{235}U в отработавшем топливе (несмотря на возрастающие концентрации ^{236}U) приводит к увеличению качества регенерированного урана для дальнейшего использования его как топлива тепловых реакторов. На рисунках 5, 6 показана зависимость качества регенерированного урана для различных начальных обогащений ядерного топлива и циклов регенерирования урана (изотопный состав в табл. 3) соответственно.

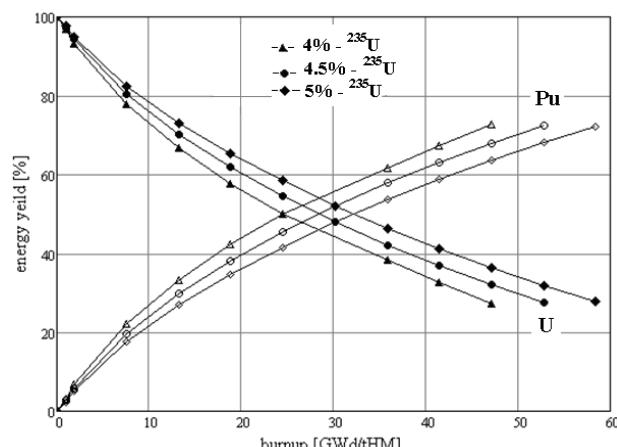


Рис. 3. Вклад в энерговыделение урана и плутония в зависимости от глубины выгорания и начального обогащения (EOC $k_{eff} = 0.9$)

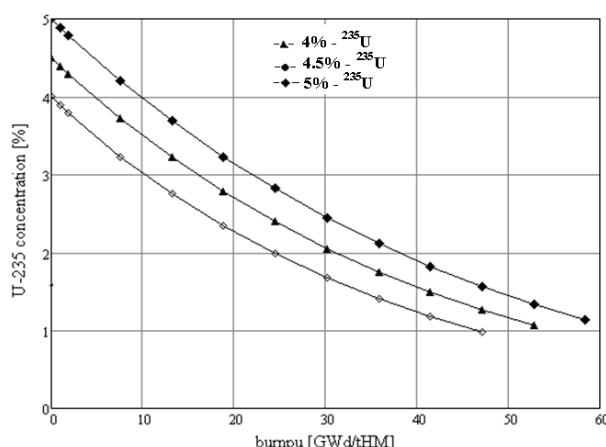


Рис. 4. Изменения концентрации изотопа ^{235}U в зависимости от глубины выгорания и начального обогащения ЯТ (EOC $k_{eff} = 0.9$)

**Изменение содержания изотопов ^{235}U и ^{236}U в ОЯТ
ВВЭР-1000 (%)**

Таблица 4

Начальное обогащение (% ^{235}U)	3.5	4	4.5	5	5.5	6	6.5	7
Глубина выгорания (GWd/tHM)	41.47	45.62	52.78	56.55	62.21	66.35	71.25	75.40
Изотоп	Содержание изотопов урана в ОЯТ (%)							
^{235}U	0.87	1.00	1.08	1.16	1.23	1.34	1.43	1.54
^{236}U	0.48	0.55	0.65	0.73	0.82	0.90	1.00	1.09

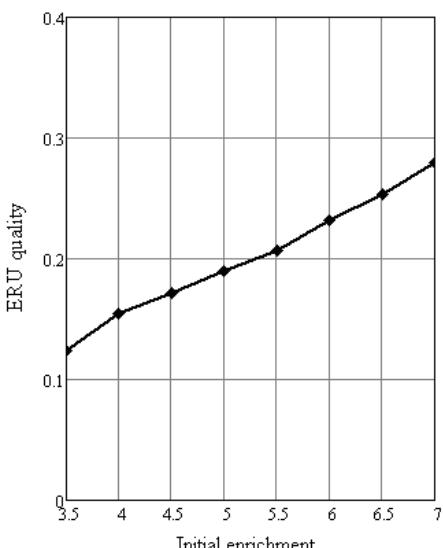


Рис. 5. Зависимость качества REPU от начального обогащения топлива реактора ВВЭР-1000 ($k = 0.33$)

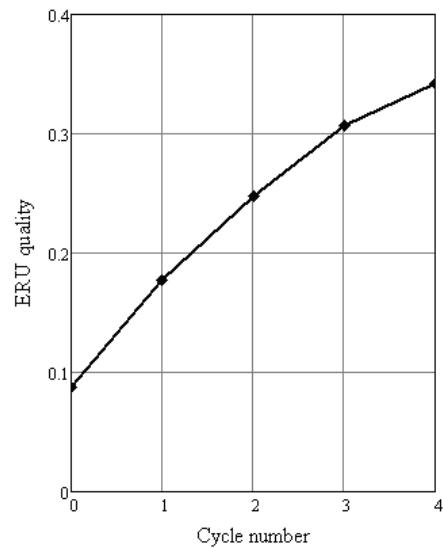


Рис. 6. Зависимость качества REPU от рецикла топлива реактора ВВЭР-1000 ($k = 0.33$)

ЭКОНОМИЯ РЕСУРСОВ УРАНА

Как было показано, повышенное начальное содержание ^{235}U в REPU, по сравнению с природным ураном, приводит к снижению необходимого числа единиц работы разделения по обогащению REPU и требуемого количества материала подпитки. В таблице 5 даны оценки работы разделения (EPP) для обогащения 1 кг REPU урана из отработавшего ENU-топлива и рециклированного урана. Количественные оценки EPP производились на основании модели разделительного каскада, подробно описанной в [12]. Обогащение подпитки соответствует расчетным содержаниям ^{235}U (табл. 3, 4). Обогащение отвала принималось постоянной величиной (0.3).

Стоимости U_3O_8 , EPP и перевода оксида урана в форму гексафторида принимались равными среднему значению цен, определенных на спотовом рынке урана за период времени с августа 2010 г. по апрель 2011 [13].

Оценки стоимости производства 1 кг обогащенного урана производились на основании уравнения

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

$$C_U = Ff \cdot (C_{U_3O_8} + C_{conv}) + EPP \cdot C_{EPP}, \quad (4)$$

где C_U – стоимость 1 кг урана требуемого обогащения; Ff – необходимый объем подпитки; $C_{U_3O_8}$ – стоимость килограмма урана в форме U_3O_8 ; C_{conv} – стоимость перевода U_3O_8 в форму UF_6 ; EPP – необходимое число EPP для производства 1 кг урана требуемого обогащения; C_{EPP} – стоимость одной EPP .

Как видно из табл. 5, первый цикл регенерирования урана в независимости от начального обогащения и глубины выгорания позволяет сэкономить порядка 17 – 18% урана от полной загрузки АЗ (активная зона) реактора для фабрикации топлива эквивалентного обогащения. В случае последующей регенерации REPU показатель сохранения урановых ресурсов возрастает и для четвертого цикла регенерирования составляет порядка 35% от полной загрузки АЗ. Увеличение начального обогащения топлив и последующее использование регенерированного урана таких топлив позволяет значительным образом уменьшить сырьевую составляющую стоимости топлива.

Таблица 5

Производство 1 кг обогащенного урана

	Номер рецикла							
	0	1	2	3	4			
Подпитка	11,60	5,48	4,35	3,69	2,72			
Обогащение подпитки	0,71	1,15	1,44	2,01	3,32			
Отвал			0,3					
EPP	7,20	5,22	4,12	4,03	3,28			
Экономия урана (% от полной загрузки)	0	17,2	22,9	27,1	36,7			
Экономия \$/кг топлива	0	1110	1429	1530	1773			
Начальное обогащение								
Подпитка	3,5	4	4,5	5	5,5	6	6,5	7
	5,82	5,47	5,58	5,66	5,80	5,68	5,69	5,60
Обогащение подпитки	0,87	1,00	1,08	1,16	1,23	1,34	1,43	1,54
Отвал			0,3					
EPP	3,77	4,05	4,5	4,93	5,37	5,627	5,94	6,16
Экономия урана (% от полной загрузки)	17	18,2	17,9	17,6	17,2	17,6	17,5	17,8
Экономия \$/кг топлива	239	524	726	937	1141	1411	1655	1930
Стоимость UO_2 – 55\$/lb, EPP – 155 \$/кг, Перевод (U_3O_8 в UF_6) – 10\$/кг								

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Повышенное содержание ^{235}U для обеспечения глубоких выгораний приводит к увеличению вклада в энерговыработку нарабатываемого плутония и, как следствие, содержания ^{235}U в ОЯТ, повышая тем самым качество регенерированного урана для дальнейшего его использования. С увеличением номера последующего рецикла изменение содержания четных изотопов позволяет значительно уменьшить (более чем на 30%) коэффициент компенсации начального присутствия ^{236}U и тем самым улучшить качество такого REPU. Использование регенерированного урана естественно снижает расход сырьевых ресурсов и EPP. Так, например, использование REPU отработавшего ENU-топлива позволяет сэкономить порядка 17% от полной загрузки АЗ топливом эквивалентного обогащения и уменьшить работу разделения более чем в два раза. Последующие рециклы урана также приводят к уменьшению количества EPP и требуемой подпитки урана.

Литература

1. Федеральная целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 гг. и на перспективу до 2020 г.» Доступна на сайте http://www.businesspravo.ru/Docum/DocumShow_DocumID_163706.html
2. IAEA-TECDOC-CD-1630 «Use of Reprocessed Uranium»/Proceedings of a Technical Committee Meeting held in Vienna (August, 2007).
3. *Ellis R.J.* Prospects of Using Reprocessed Uranium in CANDU Reactors, in the US GNEP Program. – Oak Ridge National Laboratory, PO Box, Oak Ridge, TN 37831-6172. 2008.
4. *Kang J., von Hippel F.N.* U-232 and the Proliferation-Resistance of U-233 in Spent Fuel //Science & Global Security. – 2001. – V. 9. – P. 1-32.
5. Крючков Э., Апсэ В., Глебов В., Краснобаев А., Шмелев А. Обогащенный уран с добавлением изотопа ^{232}U : защищенность от несанкционированного распространения//Известия вузов. Ядерная энергетика.– 2007.
6. *Bowman S.M.* Overview of the SCALE Code System// Trans. Am. Nucl. Soc. – 2007. № 97. Nov. 11-15. – P. 589-591.
7. *Tataurov A., Kvator V.* R&D Report. Calculated-experimental studying nuclide composition of SNF from VVER-440, VVER-1000, and RBMK-1000. – RNC «KI», 2002 (in Russian).
8. *DeHart, M.D.* OECD/NEA Burnup Credit Calculational Criticality Benchmark, Phase I-B Results / M.D. DeHart, M.C. Brady, C.V. Parks // NEA/NSC/DOC(96) 06. – P. 118.
9. *Durante P.* Processing of recycled uranium: experience in the Cogema group/TopFuel97. BNES. 1997.
10. Соснин Л.Ю., Чельцов А.Н., Прусаков В.Н., Утробин Д.В. Влияние постороннего компонента напроцесс центрифужного выделения ^{232}U при переработке отработанного ядерного топлива. – РНЦ «Курчатовский Институт», Институт молекулярной физики, 2004.
11. Волк В., Хаперская А. Возврат урана из отработавшего топлива РБМК в ядерный топливный цикл//Атомная энергия. 2010. – Т. 109. – Вып. 1.
12. *Kemp R.S.* Gas Centrifuge Theory and Development: A Reviewof U.S. Programs//Science and Global Security. – 2009. – 17:1-19.
13. http://www.uxc.com/review/uxc_Prices.aspx.

Поступила в редакцию 16.08.2011

ИЗМЕРЕНИЕ МАССЫ ПЛУТОНИЯ В ТВЭЛЕ РЕАКТОРА БН-800

М.И. Стасевич*, Е.В. Скачков, В.В. Кадилин***

*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва

**ОАО «Научно-исследовательский институт технической физики и автоматизации», г. Москва



Нахождение массы плутония по длине твэла реактора БН-800 производится путем последовательного измерения излучения из фрагментов твэла длиной 10 мм. Смоделирован метод определения массы плутония в фрагменте твэла реактора БН-800, основанный на измерении собственного излучения гранулированного МОКС-топлива. Проведены исследования по влиянию наличия геттера (добавка в виде металлического урана), колебания внутреннего радиуса и толщины оболочки твэла на определение массы плутония.

Ключевые слова: гранулированное МОКС-топливо, геттер, твэл, равномерность, плутоний, контроль.

Key words: granular MOX fuel, getter, fuel pin, uniformity, plutonium, control.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время ведется строительство реакторной установки (РУ) БН-800 на Белоярской атомной электростанции (АЭС). Начальная загрузка РУ БН-800 будет частично состоять из тепловыделяющих сборок с гранулированным МОКС-топливом.

При производстве гранулированного МОКС-топлива должен производиться контроль распределения плотности плутония и геттера по длине твэла. В процессе контроля в каждом фрагменте твэла длиной 10 мм определяются плотность топлива, массы плутония и геттера.

В статье описаны исследования распределения плутония по длине твэла, показано влияние содержания геттера, колебания внутреннего радиуса и толщины оболочки твэла на контроль распределения плутония.

ХАРАКТЕРИСТИКА ОБЪЕКТА КОНТРОЛЯ

Объектом контроля является твэл реактора БН-800, который изготовлен по технологии виброуплотнения гранулированного топлива. Топливо состоит из гомогенной смеси диоксидов урана и плутония с добавкой металлического урана в качестве геттера.

Твэл имеет следующие основные характеристики [1]:

- общая длина твэла – 2 400 мм;
- диаметр твэльной трубки из нержавеющей стали – 6.90 ± 0.05 мм, толщина – 0.40 ± 0.03 мм;

© М.И. Стасевич, Е.В. Скачков, В.В. Кадилин, 2012

- длина топливного столба – 1 030 мм;

Гранулы топлива (пять фракций) и геттера имеют следующие размеры [2]: фракция Ф1 – от 0.63 до 1.00 мм; фракция Ф2 – от 0.40 до 0.63 мм; фракция Ф3 – от 0.25 до 0.40 мм; фракция Ф4 – от 0.10 до 0.25 мм; фракция Ф5 – до 0.10 мм; геттер – от 0.02 до 0.10 мм.

«Свежее» топливо имеет следующий элементный состав [2]:

- массовая доля изотопов плутония может меняться от 15.6 до 21.6% (в разных твэлах);

- изотопный состав плутония может быть различным;

• пикнометрическая плотность вещества гранул геттера 19.8 г/см^3

• пикнометрическая плотность вещества гранул топлива $10.7\text{--}10.8 \text{ г/см}^3$.

Содержание геттера в виброуплотненном топливе от 3 до 10% [1].

Массовый коэффициент ослабления гамма-излучения для материала МОКС-топлива определяется выражением

$$\mu = \mu_u (\alpha_M (1 - c_{Pu}) (1 - c_{ret}) + c_{ret}) + \mu_{Pu} \alpha_M c_{Pu} (1 - c_{ret}) + \mu_0 (1 - \alpha_M) (1 - c_{ret}),$$

где μ_u , μ_{Pu} , μ_0 – массовые коэффициенты ослабления для урана, плутония и кислорода соответственно; α_M – содержание металла в диоксиде; c_{ret} – содержание геттера в топливе; c_{Pu} – содержание плутония в топливе.

Изменения массового коэффициента ослабления при указанных вариациях состава топлива для энергий 400 кэВ показывают, что увеличение

- содержания геттера с 3 до 10% приводит к росту массового коэффициента ослабления на 0.52%;

• массовой доли изотопов плутония с 15.6 до 21.6% приводит к увеличению массового коэффициента ослабления на 0.28%.

Состав гамма-излучения топлива приведен на рис. 1, данные рассчитаны для условия равновесия $^{241}\text{Pu} - ^{237}\text{U}, ^{238}\text{U} - ^{234}\text{Pa}$ [3].

В спектре собственного излучения топлива (см. рис. 1) в области энергий от 300 до 450 кэВ выделяются две группы линий с энергиями около 330 и 370 кэВ и линия плутония-239 с энергией 413 кэВ. В группах присутствуют линии плутония-239, урана-237 (продукт распада плутония-241) и америция-241; по интенсивности данных групп и линии 413 кэВ возможно определять массу плутония, находящегося в контролируемом фрагменте твэла.

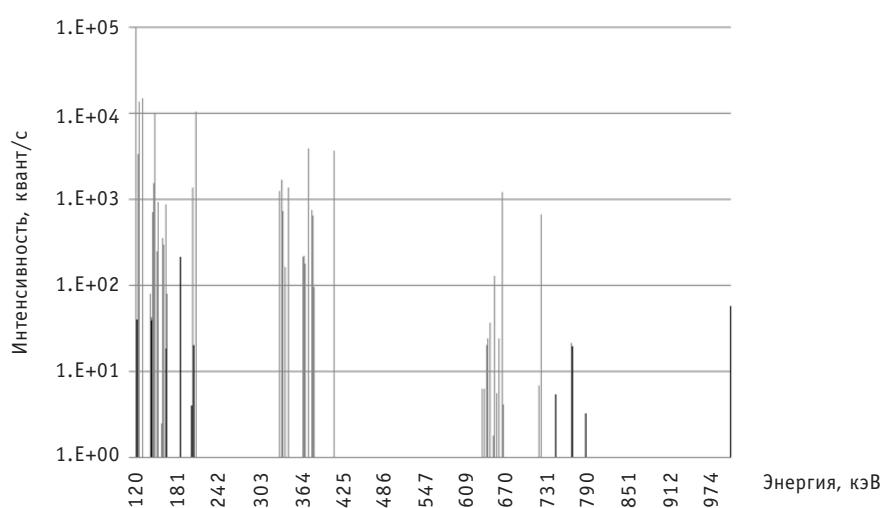


Рис. 1. Выход гамма-излучения плутония, урана и америция: — плутоний и америций; — уран

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

В случае использования широко применяемого детектора на основе NaI с энергетическим разрешением порядка 10% (данный детектор практически не разрешает вышеупомянутые энергетические группы и линию 413 кэВ) необходимо выделять энергетическое окно от 300 до 450 кэВ и учитывать влияние гамма-излучения урана-237 и америция-241 на определение массы плутония. При использовании детектора на основе LaBr₃(Ce) с энергетическим разрешением около 3% возможно определение массы плутония по линии 413 кэВ, однако в этом случае произойдет уменьшение числа зарегистрированных гамма-квантов, что приведет к увеличению статистической погрешности и дополнительному времени измерения.

В работе [4] рассмотрен метод определения массы плутония в твэлах с таблеточным МОКС-топливом реакторов FBTR и PFBR. Для определения массы плутония выделялось энергетическое окно от 300 до 450 кэВ, по числу зарегистрированных гамма-квантов в выделенном окне определялась масса плутония. В работе представлены зависимости содержания плутония от количества зарегистрированных гамма-квантов. Данные зависимости носят линейный характер. Погрешность определения содержания плутония составляет 0.8% для твэлов реактора FBTR с диапазоном содержания плутония от 43–45% и 0.3% для твэлов реактора PFBR с диапазоном содержания 19.5–23%. Указанные погрешности получены в предположении постоянства плотности топлива, внутреннего радиуса оболочки твэла, толщины оболочки твэла, а также отсутствия добавок (геттер); все эти факторы будут дополнительно влиять на определение массы плутония и увеличивать погрешность ее определения.

ОПИСАНИЕ МОДЕЛИ РАСЧЕТА

Собственное гамма-излучение гранулированного топлива рассчитывалось численным интегрированием излучения объемного источника с самопоглощением.

В модели форма входного окна коллиматора детектора – круг радиусом 5 мм. Плоскость входного окна размещена на расстоянии 10 мм от оси твэла. Зона контроля – 10 мм по длине твэла, внешний радиус твэла $6,90 \pm 0,05$ мм, толщина – 0.40 ± 0.04 мм. Вещество стенок – сталь (железо). Содержание плутония (сумма всех изотопов) – 15%. Соотношение в смеси изотопов плутония $^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu} = 0.13/91.72/6.55/1.17/0.43$ (%), содержание америция ^{241}Am – 0,3%, ^{235}U – 0,7%. Предполагалось, что ^{241}Pu находится в равновесии с ^{237}U , а ^{238}U с ^{234}Ra .

Основные результаты получены численным интегрированием выхода излучения из объемного источника в виде цилиндра (длительность расчетов для одного набора параметров до 10 мин на компьютере Pentium 4). Предварительно часть данных расчетов была подтверждена результатами моделирования методом Монте-Карло.

Результатом численного интегрирования является число не рассеянных веществом виброуплотненного топлива и оболочкой твэла гамма-квантов, пересекающих плоскость входного окна коллиматора.

Для простоты расчетов энергия гамма-квантов, образующихся в топливе, устанавливалась на уровне 400 кэВ (линия плутония-239 имеет энергию 413 кэВ).

РЕЗУЛЬТАТЫ МОДЕЛИРОВАНИЯ

Число зарегистрированных гамма-квантов в единицу времени M можно представить как произведение полного числа гамма-квантов, выходящих в единицу времени из контролируемого объема M_0 без поглощения, на коэффициент само-поглощения G , зависящий от плотности топлива ρ , содержания геттера c , толщины d и внутреннего радиуса r_t оболочки твэла:

$$M = M_0 \cdot G(\rho, r_T, c, d). \quad (1)$$

Значение M_0 определяется выражением

$$M_0 = m_{\text{Pu}} \cdot c_i \cdot n_i, \quad (2)$$

где i – номер нуклида; c_i – доля i -го нуклида в смеси нуклидов плутония; n_i – выход гамма-излучения с энергией E из 1 г i -го нуклида ($\text{с}^{-1} \cdot \text{г}^{-1}$).

Значение m_{Pu} определяется выражением

$$m_{\text{Pu}} = \pi \cdot \rho \cdot l \cdot r_T^2 \cdot (1 - c) \cdot 0,8815 \cdot c_{\text{Pu}}, \quad (3)$$

где l – длина фрагмента твэла; 0,8815 – содержание металла в оксиде.

Численным интегрированием были рассчитаны значения функции самопоглощения $G(\rho, r_T, c, d)$ для энергии гамма-квантов 400 кэВ и при следующих исходных значениях: ρ – 7, 8, 9, 10, 11 и 12 г/см³; r_T – 0.300, 0.305 и 0.310 см; c – 0, 0.05 и 0.10%; d – 0.036, 0.040 и 0.044 см.

Методом наименьших квадратов рассчитанные значения функции $G(\rho, r_T, c, d)$ были аппроксимированы функцией

$$\begin{aligned} G(\rho, r_T, c, d) &= F1(\rho) \cdot F2(\rho, r_T) \cdot F3(\rho, c) \cdot F4(D) = \\ &= (\alpha_1 + \alpha_2 \rho + \alpha_3 \rho^2) \cdot ((\beta_1 + \beta_2 \rho + \beta_3 \rho^2) + (\beta_4 + \beta_5 \rho + \beta_6 \rho^2) r_T) \times \\ &\quad \times (1 - (\gamma_1 + \gamma_2 \rho + \gamma_3 \rho^2) c) \cdot e^{-\mu_0 \rho_0 (d - 0.04) \delta}, \end{aligned} \quad (4)$$

где α_i , β_i , γ_i и δ – коэффициенты; μ_0 – массовый коэффициент поглощения материала оболочки твэла; ρ_0 – плотность материала оболочки твэла.

Анализ рассчитанных значений функции $G(\rho, r_T, c, d)$ показывает, что член $F3(\rho, c) = 1 - (\gamma_1 + \gamma_2 \rho + \gamma_3 \rho^2) c$ слабо меняется от содержания геттера и плотности топлива в рассматриваемых интервалах (рис. 2). Данный член функции был усреднен по c и r .

В итоге получилась функция

$$\begin{aligned} G(\rho, r_T, c, d) &= F1(\rho) \cdot F2(\rho, r_T) \cdot F3(\rho) \cdot F4(D) = \\ &= (\alpha_1 + \alpha_2 \rho + \alpha_3 \rho^2) \cdot ((\beta_1 + \beta_2 \rho + \beta_3 \rho^2) + (\beta_4 + \beta_5 \rho + \beta_6 \rho^2) r_T) \cdot \varepsilon \cdot e^{-\mu_0 \rho_0 (d - 0.04) \delta}, \end{aligned}$$

где ε – усредненное значение функции $F3(\rho, c)$ по c и ρ .

Подставляя (5) и (2) в уравнение (1), рассчитали значения массы плутония и погрешность ее определения для различных значений плотности, содержания геттера и внутреннего радиуса оболочки твэла. Максимальная погрешность определения массы плутония по рассматриваемой модели составляет 0.3%.

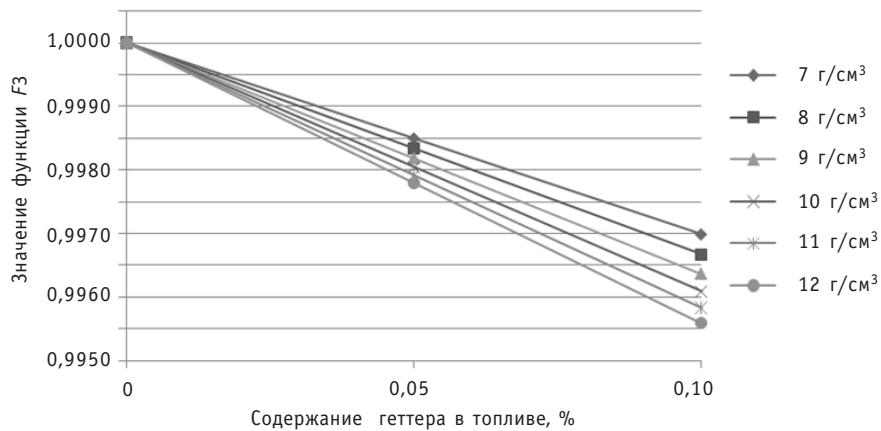


Рис. 2. Зависимость функции $F3(\rho, c)$ от содержания геттера и плотности топлива

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Выразив формулы (3) с через m_{Pu} , рассчитали значения содержания геттера и погрешность его определения. Максимальное значение погрешности по рассматриваемой модели составляет 1.9%.

Если не учитывать влияние содержания геттера, колебания внутреннего радиуса и толщины оболочки твэла, погрешности определения массы плутония и содержания геттера составят не менее 3%.

Генератором случайных чисел были разыграны значения количества зарегистрированных гамма-квантов за время t . По полученным значениям вычислялись масса плутония и погрешность (статистическая) ее вычисления. Для определения массы плутония с погрешностью (статистическая) не более 1% время измерения должно составлять не менее 27 с, не более 0.5% – 107 с.

ВЫВОДЫ

Измерение массы плутония по длине твэла реактора БН-800 производится путем последовательного измерения излучения из фрагментов твэла длиной 10 мм; в результате измерений в каждом фрагменте твэла определяется масса плутония. В рамках данной работы математическим моделированием рассмотрен метод определения массы плутония, основанный на измерении собственного излучения гранулированного МОКС-топлива. Проведены исследования по влиянию содержания геттера, изменения внутреннего радиуса и толщины оболочки твэла на определение массы плутония.

Для измерения массы плутония с погрешностью не более 0.5% необходимо учитывать размеры внешнего радиуса и толщины оболочки твэла.

Погрешность измерения массы плутония без учета колебаний толщины и внутреннего радиуса оболочки твэла составит не менее 3%.

Минимально возможное время измерения количества гамма-квантов, выходящих из фрагмента твэла, для определения массы плутония с погрешностью (статистическая) не более 1% составляет 27 с, с погрешностью не более 0.5% – 107 с. Данные рассчитаны для одного детектора с входным окном в виде окружности радиусом 5 мм. При использовании одновременно нескольких датчиков, увеличении входного окна детектора и уменьшении расстояния от оси твэла до плоскости детектора возможно сокращение времени измерения.

Литература

1. Gratchyov A.F., Skiba O.V., Tsykanov V.A. Demonstration Experiment of 3 BN-600 MOX Vibropac FAs Irradiation for the Excess Weapons Plutonium Disposal //Journal of Nuclear Science and Technology. 2007. Vol. 44. № 3. p. 504-510.
2. Mayorshin A.A., Gadzhiev G.I., Kisly V.A. Development of vibropac Mox fuel pins serviceable up to superhigh burnups. http://www.iaea.org/inisnkm/nkm/aws/fnss/abstracts/abst_29057154.html
3. Сэмпсон Т.Е. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов. ВНИИА им. Н.Л. Духова, 1999. – С. 217-262.
4. Vrindadevi K.V., Soreng T., Mukherjee D., Panakkal J.P., Kamath H.S. Nondestructive determination of PuO_2 content in MOX fuel pins for fast reactors using Passive Gamma Scanning //Journal of Nuclear Materials. – 2010. – V. 399. – P. 122-127.

Поступила в редакцию 8.08.2011

ОЦЕНКА ОСТАТОЧНОГО РЕСУРСА ОБОЛОЧЕК ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРА БН-600 ИЗ АУСТЕНИТНОЙ СТАЛИ ЧС-68

И.И. Коновалов*, К.В. Митюров*, В.В. Попов**, С.М. Ганина**

*ИПЯТИЯ УМИФИ, г. Москва

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



Проведен расчет распухания аустенитной стали ЧС68-ИД х.д. и формоизменения оболочек тепловыделяющих элементов (твэлов) из этой стали, прошедших эксплуатацию в активной зоне реактора БН-600, достигнув значений повреждающей дозы, превышающих штатные. Сравнение расчетов с экспериментальными данными [1], полученными на облученных твэлах, показало, что при проведении расчетов остаточного ресурса необходимо учитывать фактор овализации оболочки.

Ключевые слова: тепловыделяющий элемент (твэл), распухание стали, формоизменение, ресурс твэла, повреждающая доза.

Key words: fuel pin, swelling, diameter profiles, damage dose.

ВВЕДЕНИЕ

Штатная глубина выгорания топлива в активной зоне реактора БН-600 в настоящее время составляет $\beta \sim 11,2\%$ т.а. Повреждающая доза оболочек твэлов, соответствующая штатному выгоранию топлива, составляет ~ 82 смещения на атом (сна). Аустенитная сталь ЧС68-ИД в холоднодеформированном (х.д.) состоянии является штатным материалом оболочек твэлов реактора БН-600 и одним из возможных материалов для эксплуатации в качестве оболочек твэлов в реакторах на быстрых нейтронах нового поколения. Однако необходимо оценить остаточный ресурс материала при планируемых штатных параметрах эксплуатации реакторов нового поколения, которые превышают штатные параметры реактора БН-600 [3].

В работе проводится расчет распухания стали ЧС68-ИД х.д. и формоизменения оболочек твэлов из этой стали, отвечающих повреждающим дозам, превышающим штатные, в активной зоне реактора БН-600. На основании такого расчета может быть оценен остаточный ресурс материала оболочки твэла, что позволит обосновать увеличение выгорание топлива и эксплуатацию данного материала в активной зоне реактора нового поколения.

Экспериментальные данные [1] показывают, что при эксплуатации твэлов до повреждающих доз, превышающих штатные, формоизменение оболочек определяется не только распуханием материала, но и фактором механического взаимодействия твэлов через дистанционирующую проволоку. Такое механическое взаи-

© И.И. Коновалов, К.В. Митюров, В.В. Попов, С.М. Ганина, 2012

модействие приводит к локальной пластической деформации оболочки твэла, которую принято называть овализацией.

Цель работы – показать, что при оценке остаточного ресурса материала оболочек твэлов, прошедших эксплуатацию до повреждающих доз, соответствующих уровню распускания 10–15 % об. (обуславливающих повышение чувствительности материала к деградации механических свойств), необходимо учитывать механическое взаимодействие твэлов через дистанционирующую проволоку.

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДИКИ ИССЛЕДОВАНИЯ

Для проведения расчета напряженно-деформированного состояния были взяты данные по формоизменению двух тепловыделяющих сборок (ТВС) 1374 и 0841 (номера ТВС соответствуют заводским маркировкам зав. № 9 17 1374 89 и зав. № 10 21 0841 88). Время эксплуатации и величина повреждающей дозы на оболочках твэлов обеих сборок в активной зоне реактора БН-600 превышают штатные значения (табл. 1).

Оболочки твэлов ТВС 1374 и ТВС 0841 изготовлены из austenитной стали ЧС68-ИД х.д. (0,05C- 16Cr- 15Ni- 1,5Mn- 2Mo- Ti, B, P, Si), холоднодеформированной на конечный размер. Чехлы обеих ТВС изготовлены из ферритно-мартенситной стали ЭП-450 (0,1C- 12Cr- 0,3Nb). Максимальная повреждающая доза, достигнутая на оболочках твэлов ТВС 1374 за время эксплуатации, составила 93 сна, а на оболочках твэлов ТВС 0841 – 87 сна. Обе ТВС прошли эксплуатацию без замечаний и также без замечаний были выгружены из активной зоны реактора.

Таблица 1

Параметры эксплуатации твэлов в начале и в конце кампании

МКК*	Сумм. эфф.сут	qL , кВт/м	β , % т.а. max	Доза, сна max	$T_{обол}$, °C max
ТВС 0841 (твэл № 40)					
21	0	41,6	–	0	548
24	610	31,6	11,1	86,5	509
ТВС 1374 (твэл № 9)					
24	0	37,3	0	0	644
27	659,5	30,2	10,9	91,3	600

* – МКК – номер микрокампании (работа реактора между перегрузками)

Параметры эксплуатации твэлов

Исходные данные: распределение линейной мощности и выгорания, распределение температуры и повреждающей дозы по длине активной зоны были получены непосредственно на БН-600 с помощью программного комплекса ГЕФЕСТ [4]. В таблице 1 приведены значения перечисленных параметров эксплуатации твэлов в начале и в конце кампании работы топлива.

Профилометрия твэлов

Профилометрия твэлов проводилась с использованием автоматизированного профилометра ТВЭЛ [5]. Эта система предназначена для проведения измерений диаметра твэла в двух взаимно перпендикулярных направлениях вдоль образующей профиля поперечного сечения оболочки и длины твэла с фиксацией коорди-

ната измеряемой точки по длине твэла и угла поворота. Погрешность измерений составляла $\pm 0,01$ мм.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

На рисунке 1 приведены результаты измерения распухания оболочек твэлов. Данные по распуханию были получены методом гидростатического взвешивания на образцах, вырезанных из области активной зоны твэлов, прошедших эксплуатацию в ТВС 1374 (до 93 сна) [6] и ТВС 0841 (до 87 сна) [7]. Погрешность определения плотности при гидростатическом взвешивании составляла 0,2% [8]. Координата области, из которой был вырезан образец, указана на рис. 1, начиная от центра активной зоны (центра топливного столба).

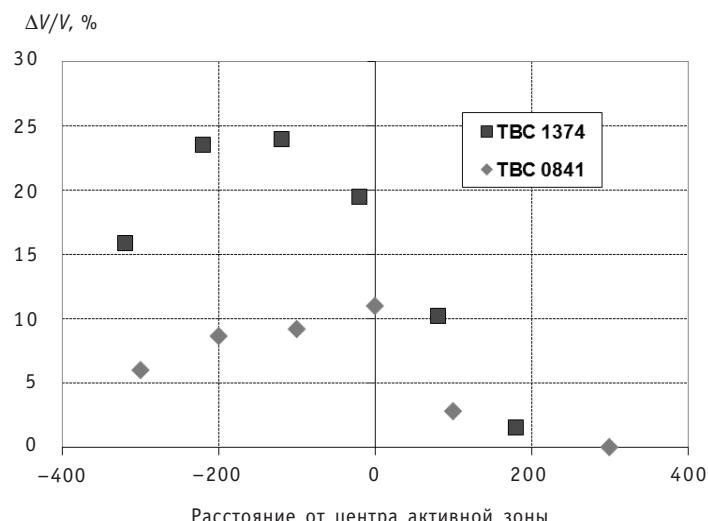


Рис. 1. Распухание оболочек, измеренное на образцах, вырезанных из различных точек по высоте активной зоны твэла, прошедшего облучение в составе ТВС 0841 (до 87 сна) и в составе ТВС 1374 (до 93 сна)

На рисунке видно, что значения распухания оболочки твэла, прошедшего эксплуатацию в ТВС 1374, в два раза превышают значения распухания оболочки твэла, прошедшего эксплуатацию в ТВС 0841. Такое поведение твэлов с оболочками из стали ЧС-68 х.д. было установлено в работе [9].

На рисунке 2 приведена зависимость распухания твэлов, эксплуатировавшихся в соответствующих экспериментальных сборках, в зависимости от максимальной повреждающей дозы, достигнутой в ТВС [9]. Каждая точка на рисунке определяет среднее по сборке распухание твэлов, а погрешность указывает разброс между максимальным и минимальным распуханием твэлов в сборке.

Из рисунка 2 видно, что до повреждающей дозы 50 сна распухание твэлов с оболочками из стали ЧС68-ИД х.д. практически равно нулю — инкубационный период. Распухание становится заметным, начиная с повреждающих доз, больших 50 сна. Характер распухания стали ЧС68-ИД х.д. до повреждающей дозы ~ 80 сна не очень интенсивный, и в интервале 50 – 80 сна может быть описан линейной зависимостью от повреждающей дозы [10]. В области повреждающих доз 90 сна характер распухания оболочек твэлов из стали ЧС68-ИД х.д. изменяется [10].

В программном коде PINCOP линейный характер зависимости распухания от повреждающей дозы положен в основу расчета распухания [2]. Входными данными для расчета были параметры облучения твэлов в указанных сборках (распределение повреждающей дозы, выгорания, температуры по высоте твэла и пр.).

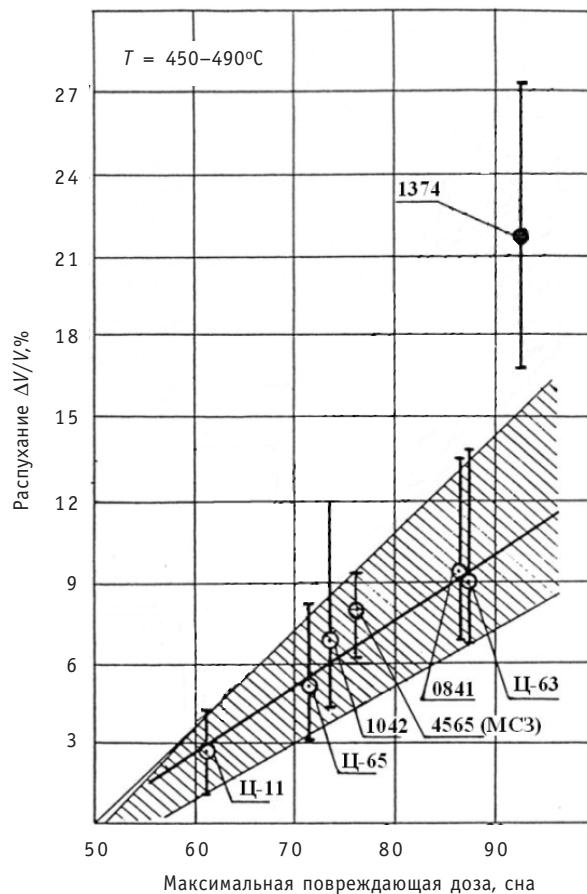


Рис. 2. Зависимость распухания твэлов с оболочками из стали ЧС-68 х.д. от величины максимальной повреждающей дозы, достигнутой эксплуатировавшейся ТВС (номера сборок указаны)

полученные с помощью программы ГЕФЕСТ. Результаты расчета приведены на рис. 3.

Значения распухания оболочек твэлов, полученные расчетом по программе PINCOD, на рис. 3 сопоставлены со значениями распухания, полученными экспериментально. Экспериментальные значения распухания на рисунке (показаны точками) были аппроксимированы функцией [11]

$$\frac{\Delta V}{V_0} = \frac{d}{d(dpa)} \left(\frac{\Delta V}{V_0} \right) \cdot \exp \left\{ -\frac{(T-T_0)^2}{2} \right\} \cdot (dpa - dpa_0), \quad (1)$$

где $\Delta V/V_0$ – распухание (изменение объема оболочки под облучением к исходному значению); dpa – повреждающая доза, сна; T – температура облучения, °C; $d/d(dpa)(dV/V_0)$ – скорость распухания, %/сна; T_0 – характеристическая температура максимального распухания, °C; dpa_0 – инкубационная доза, сна.

Для определения зависимости распухания от величины повреждающей дозы температурная область распухания дискретно разбивалась на интервалы, в которых экспериментальные данные описывались в приближении:

$$\frac{\Delta V}{V_0} = \frac{d}{d(dpa)} \left(\frac{\Delta V}{V_0} \right) \cdot (dpa - dpa_0). \quad (2)$$

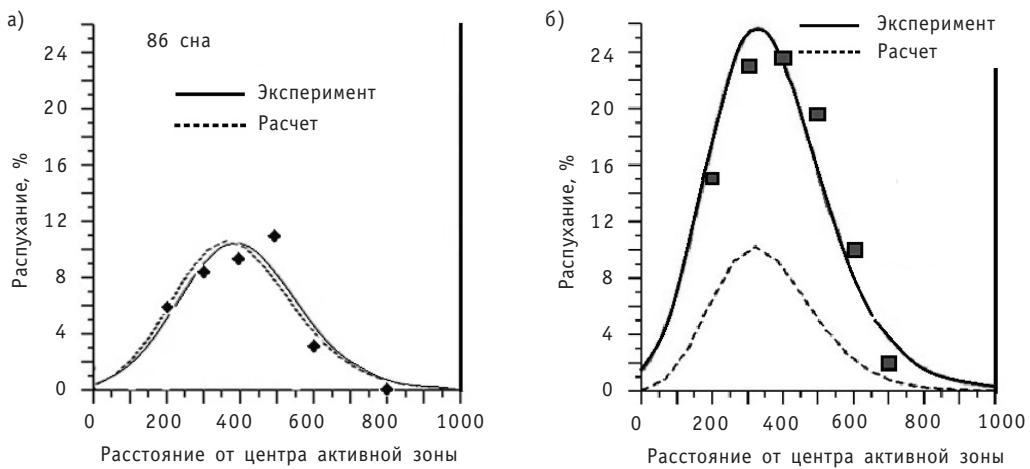


Рис. 3. Сравнение распухания, рассчитанного с помощью программы PINCOD (пунктирная линия) и измеренного экспериментально методом гидростатического взвешивания, в зависимости от координаты по высоте активной зоны, начиная от низа топливного столба твэлов из ТВС 0841 (а) и твэла из ТВС1374 (б)

Параметры $d/d(dpa)(dV/V_0)$, T_0 , dpa_0 определялись методом наименьших квадратов.

Из рисунка За видно, что для твэла, прошедшего эксплуатацию в составе ТВС 0841 до повреждающей дозы 86 сна, рассчитанное по программе PINCOD распухание совпадает со значением распухания, полученным методом гидростатического взвешивания. Аналогичное сравнение значений распухания для твэла, прошедшего эксплуатацию в составе ТВС 1374 до повреждающей дозы 93 сна, показало значительное отличие экспериментальных и рассчитанных данных, которое следовало ожидать вследствие изменения поведения распухания, показанного на рис. 2, в то время как в расчетах заложена линейная зависимость распухания от дозы.

Расчет формоизменения проводили по рассчитанным значениям распухания, учитывая данные давления газообразных продуктов деления (ГПД) и механическое взаимодействие топлива с оболочкой [2].

На рисунках 4 и 5 представлены профилограммы твэлов, прошедших эксплуатацию в составе ТВС 0841 и 1374 [1]. Профилограммы показывают профиль твэла по взаимно перпендикулярным образующим на всех уровнях по высоте активной

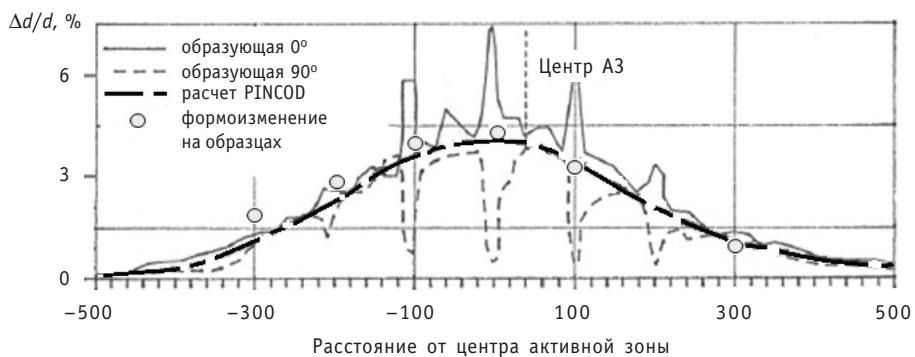


Рис. 4. Сравнение профилограммы твэла, прошедшего эксплуатацию в составе ТВС 0841, и значений формоизменения, полученных расчетом по программе PINCOD, а также рассчитанных по данным распухания, полученным на образцах оболочки твэла

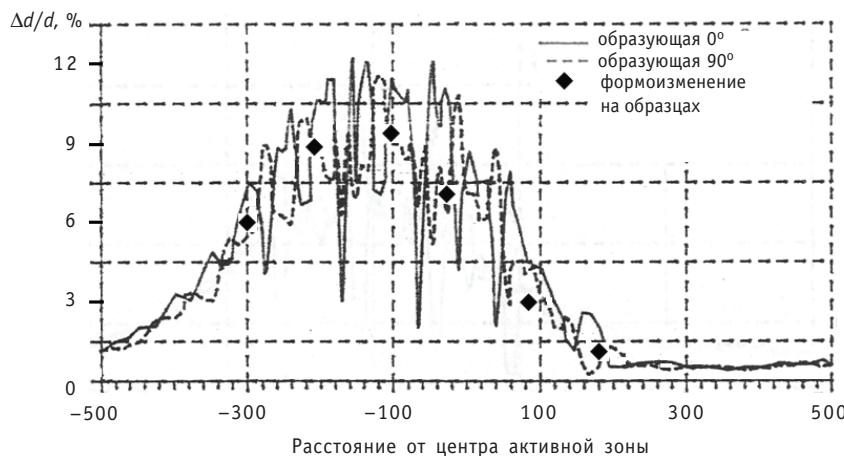


Рис. 5. Сравнение профилограммы твэла, прошедшего эксплуатацию в составе ТВС 1374, и значений формоизменения, рассчитанных по данным распускания, измеренным на образцах оболочки твэла

зоны (один профиль обозначен сплошной линией, другой – пунктиром). На профилограммах наблюдаются локальные области, в которых увеличения диаметра вдоль одной образующей соответствуют локальным уменьшениям диаметра вдоль образующей, перпендикулярной первой. Подобные локальные изменения формы твэла являются результатом деформации оболочки, вызванной взаимодействием твэлов через дистанционирующую проволоку [12].

Как правило, процесс деформирования пучка твэлов и его взаимодействие с чехлом ТВС при эксплуатации разделяется на следующие стадии [12, 13]:

- в процессе распускания твэлов выбирается технологический зазор, который необходим для проведения операции по загрузке пучка твэлов в шестиугольный чехол; пучок твэлов приходит в контакт с шестиугольным чехлом ТВС;
- периферийные твэлы оказываются плотно прижатыми к чехлу ТВС. Шестиугольный чехол ТВС изготовлен из практически нераспускающейся ферритно-мар滕ситной стали.

Оболочка твэла в областях контакта с дистанционирующей проволокой механически изгибаются, создавая в этом месте уменьшение диаметра, а в областях, диаметрально противоположных первым, наблюдается деформация оболочки в свободное межтвэльное пространство. Это приводит к различному значению диаметров в двух взаимно перпендикулярных направлениях (овализация), что наблюдается на профилограммах.

Приведенные на рис. 4 экспериментальные значения формоизменения (точки) оболочки твэла рассчитаны из распускания по формуле

$$\frac{\Delta D}{D_0} = \frac{1}{3} \left(\frac{\Delta V}{V_0} \right), \quad (3)$$

где $\Delta D/D_0$ – отношение изменение диаметра образца оболочки твэла к значению диаметра необлученного образца (формоизменение). Экспериментальные значения хорошо согласуются со значениями формоизменения, рассчитанными с помощью программы PINCOD.

Соотношение значений формоизменения со значениями распускания, представленные формулой (3), выполняется в случае отсутствия иных сил, направленных на изменение формы твэла. К таким силам можно отнести ползучесть, вызванную давлением газообразных продуктов деления, и давление топлива.

Расчет формоизменения по программе PINCOD для твэлов, отработавших в ТВС 1374 (см. рис. 5), не проводился в связи с тем, что рассчитанные значения распухания этих твэлов значительно отличались от экспериментальных значений (см. рис. 3б).

Из сопоставления формоизменений, рассчитанного по программе PINCOD и измеренного с помощью профилометрии, видно, что в областях овализации по высоте твэла истинные значения диаметра твэла значительно отличаются от предсказанных расчетом. Причина такого различия заключается в механическом взаимодействии твэлов, что в программном коде PINCOD не учитывается.

По значениям формоизменения в рамках программы PINCOD рассчитываются значения противодействующих механических напряжений, создаваемых оболочкой твэла на влияние факторов, вызывающих формоизменение. Рассчитанные значения механического напряжения, рассчитанные с помощью программы PINCOD, могут быть поставлены в соответствие областям твэла, где результаты расчета формоизменения незначительно отличаются от данных профилометрии [2]. Для проведения таких расчетов оболочку твэла условно разделяют на внутренний и внешний слои. Расчет проводится отдельно для каждого слоя, а затем результаты «сшиваются», предполагая, что деформация обоих слоев проходит одинаково. На рисунке 6 приведены результаты расчета внутренних напряжений в оболочке твэла, отвечающие уровню 15 мм выше центра активной зоны по длине твэла.

Отрицательные значения напряжений на рис. 6 имеют характер сжимающих напряжений, положительные – растягивающих. Видно, что на внутреннем слое оболочки изначально сжимающий характер напряжений, а на внешнем слое оболочки – растягивающий.

За весь период эксплуатации ТВС 0841 происходило четыре остановки реактора на перегрузку. Работа реактора между перегрузками называется микрокампа-

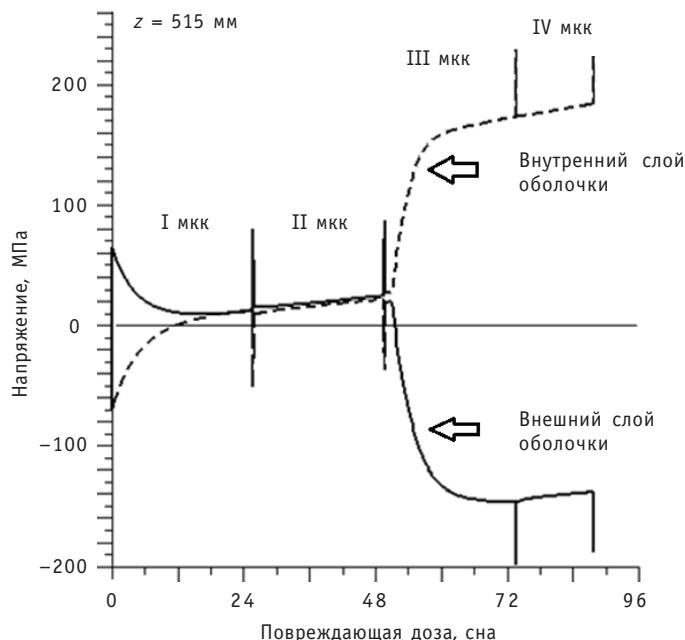


Рис. 6. Кинетика изменения напряжений на условно выделяемых внутреннем (пунктирная линия) и внешнем (сплошная линия) слоях оболочки твэла. Расчет проведен на уровне 15 мм выше центра активной зоны твэла, прошедшего эксплуатацию в ТВС 0841

нией (МКК). Во время остановки реактора на перегрузку происходит значительное уменьшение рабочей температуры, в результате чего происходит значительное уменьшение термических напряжений. Таким образом, в конце каждой микрокампании напряжения в обоих (условно выделенных) слоях претерпевают резкий скачок. На рисунке 6 такие скачки напряжений имеют вид острых пиков.

В первых двух микрокампаниях напряжения на внутреннем и внешнем слоях оболочки твэла постепенно выравниваются. Это связано с термической релаксацией напряжений. В течение третьей микрокампании происходит изменение знаков напряжений: на внутреннем слое напряжения становятся растягивающими, а на внешнем слое – сжимающими. Причина такого изменения заключается в том, что на любом уровне по высоте твэла температура на внешнем слое оболочки ниже температуры на внутреннем слое.

Сопоставление рассчитанных напряжений оболочки твэла с пределом длительной прочности конструкционного материала оболочки, облученного до исследуемой повреждающей дозы, позволяет выставить критерий остаточного ресурса. Однако значения длительной прочности определены только для необлученной стали ЧС-68 х.д. и отсутствуют данные по длительной прочности, измеренные внутри реактора.

Другим методом анализа ресурса твэла является исследование поведения свойств материала оболочки твэла в зависимости от параметров облучения. В основе метода лежит закономерность изменения свойств оболочки в зависимости от кинетики изменения пористой структуры материала оболочки под влиянием параметров облучения твэла [12]. Исследуемым параметром материала оболочки является «жесткость» кристаллической решетки – совокупный параметр физических свойств материала. Отношение силы, возникающей между атомами при их перемещении друг относительно друга, к величине этого перемещения по определению является «жесткостью» кристаллической решетки

Выражение для расчета «жесткости» кристаллической решетки H (измеряется в единицах (Н/м)) имеет вид [14]

$$H = [36 \cdot \pi^4 m]^{1/3} w^2 \rho^{2/3}, \quad (4)$$

где ρ – плотность образца ($\text{кг}/\text{м}^3$); m – масса атома (кг); w – скорость распространения ультразвуковых колебаний в образце ($\text{м}/\text{с}$):

$$w = \left[\frac{1}{3} \left(\frac{\rho}{G} \cdot \frac{3G - E}{4G - E} \right)^{3/2} + \frac{2}{3} \left(\frac{\rho}{G} \right)^{3/2} \right]^{-1/3}, \quad (5)$$

где E , G – модули Юнга и сдвига образца соответственно (ГПа).

Отношение «жесткости» кристаллической решетки для образцов, вырезанных из облученных оболочек твэлов, к «жесткости» кристаллической решетки необлученного образца-свидетеля H_0 , рассчитанное по формуле (4), построено в зависимости от величины повреждающей дозы на рис. 7.

Видно, что до повреждающей дозы ~ 70 сна изменения «жесткости» кристаллической решетки не наблюдаются. Значения «жесткости» кристаллической решетки, соответствующие исследованным твэлам из ТВС 0841 и 1374, расположены в области резкой деградации, что соответствует данным по расщеплению (рис. 2).

В работе [14] показано, что параметр «жесткости» кристаллической решетки может быть определен из экспериментальных исследований ультразвуковой резонансной спектроскопии. Следовательно, параметр «жесткости» кристаллической решетки может быть определен экспериментально.

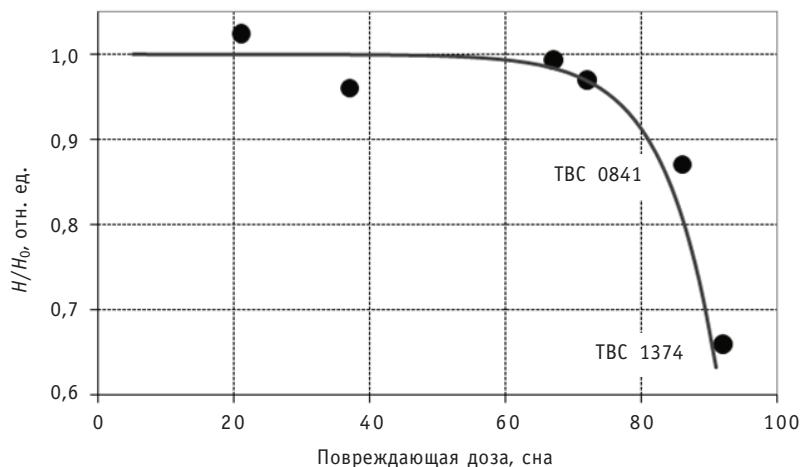


Рис. 7. Зависимость относительного изменения «жесткости» кристаллической решетки образцов из облученных оболочек твэлов (сталь ЧС-68 х.д.) от величины повреждающей дозы; сплошной линией показана аппроксимация экспоненциальной зависимостью

ВЫВОДЫ

1. Для определения ресурса стали ЧС-68 х.д. методом расчета распухания материала и формоизменения оболочки твэла с помощью программы PINCOPD необходимо учитывать изменение режима распухания при увеличении повреждающей дозы.
2. Для определения ресурса твэла стали ЧС68-ИД х.д. методом распухания материала и формоизменения оболочки твэла с помощью программы PINCOPD необходимо учитывать пластическую деформацию оболочки твэла, вызванную механическим взаимодействием твэлов через дистанционирующую проволоку.
3. Параметр «жесткость» кристаллической решетки позволяет выявить резкое ухудшение физико-механических свойств материала оболочки твэла и оценить остаточный ресурс материала оболочки твэла.

Авторы выражают благодарность О.С. Коростину (ФГУП ВНИИНМ) и В.В. Чуеву (Белоярская АЭС) за предоставленные экспериментальные данные и высказанные полезные замечания при обсуждении статьи.

Литература

1. Чуев В.В., Коновалов И.И., Митюров К.В. Выявление факторов ускоренного накопления повреждений в оболочках твэлов, облученных в реакторе БН-600, неразрушающими методами контроля//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – № 2. – С. 171–180.
2. Хмелевский М.Я., Попов В.В., Малахова Е.И. Термомеханический код PINCOPD. Теоретическая часть//Препринт ФЭИ-3153. – Обнинск, 2009.
3. Ежегодный доклад МАГАТЭ за 1999 г. – Vienna, 2000. – С. 190.
4. Селезнёв Е.Ф., Альперович М.Н., Росляков В.Ф. и др. Опыт внедрения комплекса ГЕФЕСТ в штатную эксплуатацию на Белоярской АЭС/Сб. науч. трудов «Физика и теплофизика реактора БН-600». – Екатеринбург: УрО РАН, 1994. – С. 18–217.
5. Козманов Е.А., Огородов А.Н., Чуев В.В. Методическое обеспечение первичных послереакторных исследований элементов активной зоны реактора БН-600/Сб. науч. трудов «Исследование конструкционных материалов элементов активной зоны быстрых натриевых реакторов». Екатеринбург: УрО РАН, 1994. – С. 3–47.

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

6. Козлов А.В., Е.А. Кинев, С.В. Брюшкова и др. Влияние вида нагружения на величину определяемых прочностных и пластических характеристик оболочек твэлов после их эксплуатации в составе ТВС БН-600/Сб. докл. V Межотраслевой конференции по реакторному материаловедению (Димитровград, 8-12 сентября 1997 г.). Т.2. Ч. 2 «Конструкционные, поглощающие и замедляющие материалы». – С. 113-122.
7. Дмитриев В.Д., Поролло С.И., Воробьев А.Н. и др. Исследование распускания и механических свойств оболочек твэлов из стали 06Х16Н15М2Г2ТФР после облучения в реакторе БН-600 до повреждающей дозы 87,5 сна. – Радиационное материаловедение/Труды Международной конференции по радиационному материаловедению (Алушта, 1990 г.). – Т. 3. – Харьков, 1990. – С. 49-55.
8. Епанчинцев О.Г., Чистяков Ю.Д. Исследование степени совершенства кристаллической структуры методом гидростатического взвешивания//Заводская лаборатория. – 1967. – № 5. – С. 569.
9. Огородов А.Н., Асташов С.Е., Козманов Е.А., Чуев В.В., Шейкман А.Г., Коростин О.С., Забудько Л.М. Формоизменение оболочек твэлов из стали ЧС-68 в холоднодеформированном состоянии при повреждающих дозах 60–93 сна/Сб. докл. IV Межотраслевой конференции по реакторному материаловедению (Димитровград, 15-19 мая 1995 г.). В 4-х томах. Т3. Димитровград, 1996. – С. 110-121.
10. Garner F.F. Irradiation Performance of Cladding and Structural Steels in Liquid Metal Reactors// Materials Science and Technology. – 1994. – V. 10A. – Part 1.
11. Вотинов С.Н., Прохоров В.И., Островский З.Е. Облученные нержавеющие стали. – М.: Наука, 1987. – С. 128.
12. Truffert J., Jbin N. Une Rupture daiguille Phenix en 316 ecroui par interaction mecanique entre le faisceau et le tube hexagonal origine et consequences// Rencontre CEA/GKAE , Mars, 1987.
13. Решетников Ф.Г., Бибилашвили Ю.К., Головнин И.С. и др. Разработка, производство и эксплуатация тепловыделяющих элементов энергетических реакторов. В 2 кн. Кн. 2/Под ред. Ф.Г. Решетникова – М.: Энергоатомиздат, 1995. – С. 336.
14. Митюров К.В., Коновалов И.И., Щербаков Е.Н., Шихалев В.С. Зависимости радиационно-индуктированных изменений характеристик кристаллической решетки стали ЧС-68 с температурой и дозой нейтронного облучения/Сборник научных трудов сессии МИФИ. – 2009. – Т.1. – С.251.

Поступила в редакцию 12.01.2012

РАСЧЕТНАЯ ОЦЕНКА И АНАЛИЗ АКТИВАЦИИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ЛЕГКОВОДНЫХ РЕАКТОРОВ

А.В. Корзунин

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



Оценена и проанализирована временная зависимость удельных активности и мощности гамма-квантов продуктов активации легких элементов для четырех вариантов состава конструкционных материалов ТВС легководных реакторов на основе циркония. Оценено влияние содержания кобальта в исследуемых материалах. Показаны преимущества очистки циркония от примесей после облучения.

Ключевые слова: конструкционные материалы ТВС, активация конструкционных материалов, легководные реакторы.

Key words: structural materials for manufacturing fuel elements, activation of structural materials, light water reactors.

ВВЕДЕНИЕ

Значительную долю материалов, из которых состоит ядерный реактор, представляют конструкционные материалы. Изучение изменения ядерно-физических свойств этих материалов является важным для обращения с ними. Существует ряд предпосылок для переработки и повторного использования конструкционных материалов, например,

- снижение объемов материалов, непригодных для использования в областях человеческой деятельности, не связанных с ядерными технологиями;
- возможное снижение стоимости конструкционных материалов;
- снижение затрат и рисков, связанных с времененным хранением или захоронением отходов.

Работа посвящена изучению аспектов активации конструкционных материалов на основе циркония, которые являются конструкционными материалами оболочек твэлов реактора типа PWR или ВВЭР.

Целью исследования является оценка и анализ изменения ядерно-физических характеристик этих материалов в зависимости от времени. Для этого проведен анализ путей их активации, смоделировано изменение изотопного состава вследствие радиоактивного распада и ядерных взаимодействий.

ОБ АКТИВАЦИИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ЛЕГКОВОДНЫХ РЕАКТОРОВ

В рудах, которые добываются для последующего изготовления из них оболочек твэлов, помимо циркония содержится ряд других элементов, в том числе уран и торий. Доли этих элементов попадают в конструкционные детали при изготовле-

© А.В. Корзунин, 2012

нии. Кроме того, активация происходит путем переноса уже радиоактивных, активируемых или делящихся изотопов со стороны топлива или теплоносителя. Другим видом активации является активация легких ядер конструкционных материалов. В данном исследовании предлагается рассмотрение зависимости активации от состава легких ядер в оболочках твэлов.

ОПИСАНИЕ МОДЕЛИ ДЛЯ ИЗУЧЕНИЯ ИЗМЕНЕНИЯ ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ

Моделирование изменения изотопного состава проводилось средствами программного комплекса SCALE 5 [1]. Подготовка констант ядерных реакций и расчет изменения изотопного состава осуществляются путем использования управляющей последовательности ORIGEN-ARP. Модуль ARP (Automated Rapid Processing) использует алгоритм, который позволяет создание библиотек сечений для программы ORIGEN-S за счет интерполяции между библиотеками сечений, предварительно созданных программой SAS2.

ОПИСАНИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

Существенные неопределенности в обогащении топлива, непостоянство мощности энерговыделения, различное время облучения сборок, а также некоторая неопределенность в составе материалов приводят к отсутствию актуальности в высокой точности расчетных параметров. Это ведет к погрешности общей оценки, предлагаемой в данной работе, относительно реальных значений вплоть до порядка величины.

Конструкционные материалы на основе циркония, используемые в ядерной энергетике отличаются составом химических элементов. Таким образом, внутренние параметры материала определяются содержанием в нем тех или иных (первоначально стабильных) изотопов. Была предпринята попытка провести расчеты для широкого спектра материалов. Приближенные содержания легирующих химических элементов в некоторых материалах, которые используются сейчас и предлагаются для будущего использования в активных зонах реактора этого типа, представлены в табл. 1. Значения близки к приведенным в [2]. Данное приближение представляется адекватным для оценок, производимых в данной работе.

Таблица 1

Содержание легирующих элементов в исследуемых сплавах

Вариант	Содержание элемента (масс.), %				
	Nb	Sn	Fe	Cr	Ni
Zr+Nb	1	–	–	–	–
Zr+Nb+Sn+Fe+Ni	0.1	0.1	0.1	–	0.1
Zr+Nb+Sn+Fe	1	1	0.1	–	–
Zr+Sn+Fe+Cr+Ni	–	1	0.1	0.1	0.1

Кроме элементов, приведенных в табл. 1, в реальных сплавах присутствуют C, O, N, а также ряд примесных элементов [2]. Содержание этих элементов достаточно низко, а вот содержание кобальта представляет определенную опасность, поэтому ниже приводятся результаты расчетов по вкладу кобальта в оцениваемые величины. При этом надо понимать, что этот элемент не несет полезную (легирующую) функцию, а является примесным, и как показало исследование, его содержание необходимо поддерживать на низком уровне.

Таблица 2

Внешние параметры

Параметр	Значение
Тепловая мощность реактора, МВт	3000
Обогащение топлива, %	3.3
Загрузка реактора ураном, кг	75000
Плотность замедлителя, г/см ³	1
Время облучения, лет	3

Параметры, определяющие воздействие на сплав внешней среды представлены в табл.2 [3]. Все параметры не зависят от пространственных координат. Использовалась библиотека констант, подготовленная для ВВЭР-1000.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Результаты расчетов удельной радиоактивности для исследуемых вариантов показали, что в течение облучения активность растет до значения $\sim 10^{11}$ кБк/кг, после окончания облучения она начинает уменьшаться. Сравнение снижения активности для вариантов представлено на рис. 1. Удельная активность материалов с 1%-ным содержанием ниобия остается практически постоянной ($\sim 10^6$ кБк/кг) начиная со 100 лет выдержки и на десятки тысяч лет вперед. Эта активность обусловлена ^{94}Nb . Что касается материалов без высокого содержания ниобия, их активность спадает всего на один-два порядка величины от 100 до 1000 лет выдержки. Обращает на себя внимание вклад в активность кобальта – если его содержание составляет $\sim 0.01\%$, то продукты его активации являются определяющими для исследуемых материалов в период от трех до 30-ти лет выдержки.

С учетом высокой проникающей способности гамма-квантов мощность их излучения имеет важное значение для дозы внешнего облучения, получаемой при работе с материалом. Эволюция этой величины для исследуемого материала представлена на рис. 2. Здесь выделяется состав Zr+Sn+Fe+Cr+Ni, мощность гамма-кван-

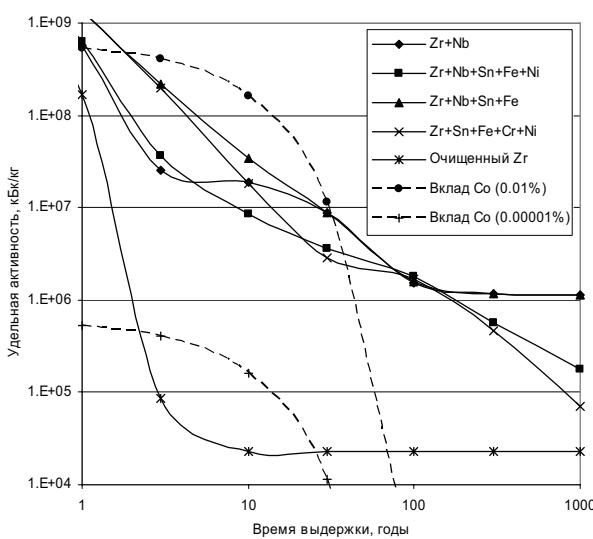


Рис. 1. Зависимость удельной активности от времени

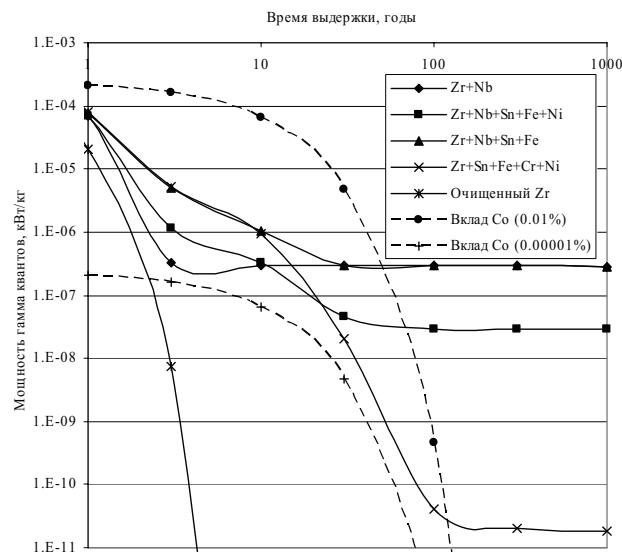


Рис. 2. Зависимость удельной мощности гамма-квантов от времени

тов которого в ассимптотике в 10^3 – 10^4 раза ниже мощности остальных. Это обусловлено отсутствием ниобия в начальном составе параметров материала, продукт активации которого ^{94}Nb поддерживает мощность гамма-квантов $\sim 10^6$ кБк/кг десятки тысяч лет. Существенный вклад в мощность гамма-излучения может давать продукт активации ^{60}Co . При высоком содержании он является изотопом, определяющим мощность гамма-излучения вплоть до ~ 50 лет выдержки. Чтобы нивелировать влияние кобальта, необходимо снизить его содержание до порядка $1\text{E}-5\%$ (0.1 ppm) (рис. 1, 2).

Цирконий – это основной элемент этих материалов, и очищение циркония от других элементов после облучения может быть полезным. Было получено, что удельная активность циркония в этих материалах уменьшается от 10^{10} до 10^4 кБк/кг по порядку величины за время около 10-ти лет выдержки. Но эта активность остается постоянной более миллиона лет. Отношение удельной активности «загрязненного» циркония к удельной активности очищенного может принимать значение более тысячи (рис. 1). Примечательным является тот факт, что для циркония, очищенного от остальных элементов, мощность гамма-квантов полностью спадает на промежутке от трех до 10-ти лет выдержки. Согласно используемым ядерным данным, распад изотопа ^{93}Zr , определяющий ассимптотическую активность циркония, не сопровождается существенным гамма-излучением. Следовательно, существует такой интервал времени выдержки менее 10 лет, после которого цирконий не будет обладать значимой гамма-активностью, что существенно облегчает работу с ним.

Следует отметить, что на рассматриваемом интервале времени выдержки после очистки циркония от других элементов его активность и мощность гамма-квантов будут расти вследствие перехода изотопов циркония в нестабильные изотопы других элементов. Однако эта активность возрастет лишь в несколько раз. Мощность гамма-квантов возрастет также в разы для интервала времени выдержки ~ 1 – 10 лет. В ассимптотике мощность гамма-квантов возрастет за счет распада изотопа ^{93m}Nb , продукта распада ^{93}Zr . Энергия гамма-квантов при распаде ^{93m}Nb в ^{93}Nb невысока, и в максимуме после времени выдержки ~ 10 лет мощность гамма-квантов такого материала может достигнуть лишь значений порядка 10^{-12} кВт/кг.

ВЫВОДЫ

Была проведена оценка таких характеристик облученных оболочек твэлов, как удельная активность и мощность гамма-квантов от продуктов активации легких элементов. Исследование показало, что не продукты активации циркония являются главными вкладчиками в активность материала, а, например, продукт активации стабильного изотопа ^{93}Nb , изотоп ^{94}Nb , который поддерживает активность материала на уровне $\sim 10^6$ кБк/кг десятки тысяч лет.

Существуют следующие нормы для данного вида материалов: верхняя граница удельной активности материалов, применяемая в конкретных проектах по неограниченному использованию или неограниченному захоронению в ряде стран, изменяется от 0.1 кБк/кг до 5 кБк/кг [4,5]. Таким образом, радиоактивность сплавов после облучения слишком высока для того, чтобы использовать их в хозяйственной деятельности или захоранивать без ограничений даже после миллиона лет выдержки. То же справедливо и для очищенного циркония. Получено также, что активность циркония уменьшается в 10^6 раз за время около 10-ти лет выдержки. В то же время мощность гамма-квантов очищенного циркония значительно снижается на интервале от трех до 10-ти лет выдержки, что может положительно сказаться на обращении с ним.

Существенное влияние на радиационную опасность оказывает содержание кобальта в изготавливаемых материалах. Для того, чтобы вклад кобальта в оцениваемые величины перестал быть значимым, необходимо снизить его содержание до ~ 0.1 ppm.

Был рассмотрен только один из видов активации. Необходимы дополнительные исследования по влиянию начального содержания делящихся изотопов в изготавливаемых оболочках. Активация оболочек твэлов за счет переноса может являться основным источником радиационной опасности данных конструкционных материалов при обращении с ними после переработки. Для того, чтобы этого избежать, может потребоваться комплекс мер, к которым, в частности, можно отнести эффективную очистку при переработке и повышение защищенности покрытий.

Литература

1. SCALE 5, SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, RSICC, CCC-7252.
2. Конструкционные материалы ядерных реакторов: Учебник для вузов / Н.М. Бескоровайный, Б.А. Калин, П.А. Платонов, И.И. Чернов. – М.: Энергоатомиздат, 1995. – С. 561.
3. Конструирование ядерных реакторов: Учебное пособие для вузов / И.Я. Емельянов, В.И. Михан, В.И. Солонин; Под общ. ред. акад. Н.А. Доллежала. – М.: Энергоиздат, 1982. – С. 56–82.
4. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Recycle and reuse of materials and components from waste streams of nuclear fuel cycle facilities. IAEA-TECDOC-1130, 2000.
5. 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. (Гос.сан.эпид.нормирование Рос.Фед. Гос.сан.эпид. правила и нормативы).

Поступила в редакцию 18.04.2007

ПОДГОТОВКА КАДРОВ НА ФАКУЛЬТЕТЕ ПОВЫШЕНИЯ КВАЛИФИКАЦИИ И ПРОФЕССИОНАЛЬНОЙ ПЕРЕПОДГОТОВКИ ИАТЭ НИЯУ МИФИ

В.В. Ткаченко, С.П. Саакян

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



Изложена история организации и становления факультета повышения квалификации и профессиональной переподготовки ИАТЭ НИЯУ МИФИ. Описана работа факультета по обучению специалистов атомной отрасли по программам дополнительного профессионального образования. Показано, что наиболее востребованными являются программы профессиональной переподготовки по направлению «Эксплуатация АЭС», поддержания квалификации руководителей и специалистов атомных станций, а также повышения квалификации по различным направлениям ядерно-энергетического профиля.

Ключевые слова: атомная отрасль, специалисты, факультет, программы, дополнительное профессиональное образование, профессиональная переподготовка, повышение квалификации, поддержание квалификации.

Key words: nuclear industry, professionals, faculty, programs, continuing professional education, professional training, training, maintenance training.

Факультет был открыт 30 лет назад в 1982 г. в Обнинском филиале МИФИ приказом Министерства высшего и среднего специального образования СССР для обеспечения потребностей народного хозяйства в специалистах по новым перспективным направлениям науки и техники. В 1985 г. Обнинский филиал МИФИ был преобразован в Обнинский институт атомной энергетики, а в 2002 г. в Обнинский государственный технический университет атомной энергетики – ИАТЭ. С 2009 г. факультет является учебно-научным и административным подразделением Обнинского института атомной энергетики – филиала Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ» – ИАТЭ НИЯУ МИФИ.

Основным заказчиком послевузовской подготовки специалистов на факультете была и остается атомная отрасль, неоднократно за последние годы менявшая свое название. В настоящее время это Госкорпорация «Росатом» и ее структурное подразделение ОАО «Концерн Росэнергоатом».

Работа факультета была сориентирована на обучение специалистов отрасли по программам профессиональной переподготовки (более 500 часов) и повышения квалификации (от 72 до 500 часов).

Наиболее востребованным оказалось направление «Эксплуатация АЭС», позволяющее специалистам, не имеющим базового ядерно-энергетического образования, пройти на факультете обучение и получить диплом государственного образца о профессиональной переподготовке с правом ведения профессиональной деятельности в сфере «Эксплуатация АЭС». Такую форму обучения прошли сотни работников атомных станций России, ближнего и дальнего зарубежья (Армения, Литва, Китай), что позволило выпускникам факультета в дальнейшем занимать руководящие должности как на атомных станциях, так и в центральном аппарате отрасли.

Регулярно проводилось также повышение квалификации специалистов атомных станций по различным ядерно-энергетическим направлениям.

В 1986 г. произошла авария на Чернобыльской АЭС, к ликвидации последствий которой привлекались десятки и сотни тысяч граждан страны, зачастую не имевших даже минимальных знаний по правилам проведения работ в полях ионизирующего излучения. Поэтому помимо участия в работах по реабилитации загрязненных территорий в 30-километровой зоне Чернобыльской АЭС, за что многие сотрудники и студенты ИАТЭ были награждены правительственными орденами и медалями, преподавателями факультета были организованы выездные курсы повышения квалификации по направлениям «Дезактивация оборудования и территорий» и «Обеспечение радиационной безопасности».

После распада Советского Союза, к сожалению, практически развалилась система профессиональной переподготовки и повышения квалификации специалистов атомной энергетики, опирающаяся на централизованное финансирование обучения. Трудные времена наступили и для факультета, на котором к середине девяностых годов вовсе не осталось обучающихся. Это было вызвано как прекращением централизованного финансирования, так и существенным уменьшением заявок на послевузовское обучение специалистов, что во многом объяснялось стагнацией в те годы атомной энергетики, все еще не оправившейся от последствий Чернобыльской катастрофы.

Работу факультета пришлось восстанавливать «с нуля», что потребовало серьезной организационной и методической работы: прежде всего налаживание прямых связей с атомными станциями (десятка командировок в течение года на различные АЭС), согласование с руководством АЭС направлений и форм послевузовского обучения специалистов, заключение договоров между атомными станциями и ИАТЭ, разработка программ и организация обучения.

Был расширен перечень направлений обучения специалистов отрасли по программам дополнительного профессионального образования. Более широко стала практиковаться форма повышения квалификации с выездом преподавателей ИАТЭ на атомные станции.

Однако к этому времени в стране случился кризис неплатежей, проведение расчетов между предприятиями бартером или «фиговыми листочками», ничем не обеспеченными банковскими векселями. Все это весьма негативно отразилось на экономике страны и, конечно же, на работе факультета.

Оплата за обучение специалистов денежными средствами составляла, в лучшем случае, 10–15% от суммы договора, а зачастую атомные станции через подрядные организации рассчитывались газоводопроводными трубами, линолеумом, красками, шинами для автомобилей, телогрейками и прочим ширпотребом, а остальная

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

сумма «выплачивалась» банковскими векселями коммерческих банков со сроком погашения 15–20 лет. Такая экономическая вакханалия, полнейший беспредел, сопровождающийся коррумпированным сколачиванием многомиллионных состояний чиновниками и многочисленными посредниками, занимающимися обналичиванием векселей, продолжалась в стране несколько лет.

Вопрос в эти годы стоял о выживании в ИАТЭ системы послевузовского образования, сохранении профессорско-преподавательского коллектива факультета. Чтобы обеспечивать оплату работы преподавателей пришлось вникать в достаточно сложные, часто специально запутанные схемы взаимозачетов, заниматься реализацией (продажей) полученных по бартеру материалов и т.п. К слову, часть полученных материалов нами реализовалась по назначению – для проведения ремонта студенческих общежитий.

Несмотря на отмеченные трудности усилиями руководства ИАТЭ и деканата в эти годы ни разу не было случая задержки оплаты работы преподавателей факультета. К концу девяностых годов кризис неплатежей был преодолен, и надо отметить, во многом благодаря жесткой позиции руководства РАО ЕЭС, наставившем на сугубо денежной форме расчетов с атомными станциями за поставляемую электроэнергию.

Работа факультета стабилизировалась, удалось, в основном, вернуться к централизованному финансированию отраслью послевузовского образования специалистов, что, конечно же, не исключало прямых договоров с атомными станциями.

Новый импульс развитию факультета в 2002 г. придал заказ ОАО «Концерн Росэнергоатом» на организацию в ИАТЭ ежегодного поддержания квалификации руководителей и специалистов действующих атомных станций – держателей разрешений Ростехнадзора на право ведения работ в области использования атомной энергии. В 2010 г. к этой форме обучения был подключен персонал строящихся АЭС (Нововоронежская АЭС-2 и Ленинградская АЭС-2). В настоящее время на факультете ежегодно проходят поддержание квалификации специалисты по 12-ти квалификационным должностям, в том числе директора всех российских АЭС, главные инженеры, заместители главных инженеров и др.

Факультет динамично развивается. Помимо традиционной профессиональной переподготовки по направлению «Эксплуатация АЭС» разработаны и реализованы программы профессиональной переподготовки по направлениям «Выход АЭС из эксплуатации» и «Психологическая служба в атомной энергетике и промышленности». Существенно расширен перечень программ повышения квалификации специалистов отрасли, среди которых «Радиационная безопасность», «Методы оценки характеристик надежности оборудования АЭС», «Психология профессиональной надежности оператора АЭС» и др.

Следует также отметить большую работу по организации обучения специалистов по программам повышения квалификации в области обеспечения экологической безопасности. В течение 2008 – 2012 гг. по данным программам прошли обучение сотни работников атомных станций и других организаций отрасли, в чем большая заслуга высококвалифицированного профессорско-преподавательского коллектива кафедры экологии нашего института.

Наряду с обучением специалистов отрасли по программам дополнительного профессионального образования факультетом учитывались также потребности Калужского региона в организации подобной формы обучения.

Так, для сотрудников инновационных предприятий г. Обнинска и Калужского региона проведено повышение квалификации по программам «Инновационный менеджмент», «Управление человеческими ресурсами» и др.

По заказу Главного управления МЧС РФ по Калужской области преподавателями ИАТЭ совместно со специалистами НИИ Калужской области были организованы и проведены учебные курсы по программе «Основы защиты населения от угроз радиологической аварийной ситуации». Программа курсов была согласована с Центром реагирования на инциденты и аварии Департамента ядерной безопасности Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ). Эти курсы явились первым опытом адаптации и использования материалов МАГАТЭ для совершенствования профессиональной подготовки участников аварийного реагирования в Российской Федерации и предназначены для профессиональной подготовки руководящего состава и специалистов формирований, участвующих в предупреждении и ликвидации последствий радиационных аварий. Курсы, проведенные для городского звена территориальной подсистемы Единой государственной системы предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций из предприятий и организаций Обнинска, показали, что их тематика и материалы соответствуют нуждам практической работы специалистов. Отчет о проведенной работе был направлен губернатору Калужской области и в Главное управление МЧС России для анализа и внедрения в практику обучения специалистов по аварийному реагированию в Российской Федерации.

Следует отметить, что при разработке программ дополнительного профессионального образования, организации и проведении обучения основное внимание уделяется направлениям, связанным с новой технологической платформой атомной отрасли, реформой высшего образования, инновационной деятельностью. Выбор данных приоритетов обусловлен тем, что НИЯУ МИФИ является базовым университетом атомной науки и промышленности, поддерживает основные специальности Госкорпорации «Росатом» по профильным научным направлениям и критическим технологиям. Поскольку атомная отрасль вступает в период интенсивного развития, перед НИЯУ МИФИ поставлена задача ее кадрового обеспечения. Это требует качественно нового «человеческого капитала», который должен быть восприимчив к новациям, иметь современную профессиональную подготовку, обладать компетенциями в сфере информационных технологий, экономики и менеджмента. Именно такие специалисты способны существенно повысить эффективность отрасли и создать тот ресурсный потенциал, который необходим для актуальных структурных преобразований, на что и направлена работа факультета повышения квалификации и профессиональной переподготовки ИАТЭ НИЯУ МИФИ.

Эта задача может быть решена только высококвалифицированным профессорско-преподавательским коллективом. В связи с этим с 2009 г. совместно с факультетом повышения квалификации и переподготовки кадров НИЯУ МИФИ начата работа по повышению квалификации преподавателей ИАТЭ НИЯУ МИФИ, которая проводится в рамках программы создания и развития НИЯУ МИФИ.

Проведено повышение квалификации преподавателей ИАТЭ НИЯУ МИФИ, а также преподавателей других вузов, не входящих в состав НИЯУ МИФИ (Калужский государственный университет, Государственный университет управления и др.), по программам «Ядерная энергетика и перспективы ее развития», «Психолого-педагогическое обеспечение образовательного процесса при переходе на уровневую систему образования», «Базовая компьютерная подготовка», «Высокотехнологичная ядерная медицина», «Международное сотрудничество в ядерном образовании» и др. Особо следует отметить обучение по программе «Ядерная энергетика и перспективы ее развития», где лекции читали видные ученые ИАТЭ и НИИ г. Обнинска и Москвы. Всего за 2009–2011 гг. прошли повышение квалификации свыше 400 преподавателей.

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

С 2009 г. начато сотрудничество с белорусскими университетами (Белорусский государственный университет, Белорусский государственный университет информатики и радиоэлектроники, Белорусский национальный технический университет, Международный государственный экологический университет им. А.Д. Сахарова) по повышению квалификации преподавателей и подготовке студентов в области атомной энергетики. В 2009–2011 гг. на базе ИАТЭ было проведено обучение 130-ти представителей белорусских университетов по программам «Введение в атомную энергетику», «Физика ядерных реакторов и проблемы ядерной энергетики», «Нейтронная физика», «Информационные и сетевые технологии в ядерной энергетике» и др. Обучение проводилось, в основном, преподавателями кафедр «Ядерная физика» и «Оборудование и эксплуатация ядерно-энергетических установок». Кроме того, на базе Белорусского государственного университета и Белорусского национального технического университета для преподавателей и студентов были прочитаны курсы лекций по программам «Атомные электрические станции и установки», «Физико-химические процессы на АЭС» и «Физика и динамика ядерных реакторов».

В связи с организацией Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ» возникла возможность интеграции с филиалами НИЯУ МИФИ по проведению обучения специалистов организаций атомной отрасли, расположенных в непосредственной близости от филиалов.

С учетом этого обстоятельства в 2011–2012 гг. совместно с филиалами НИЯУ МИФИ (Озерский технологический институт и Трехгорный технологический институт) выездными бригадами преподавателей ИАТЭ НИЯУ МИФИ проведено повышение квалификации работников ПО «МАЯК» (г. Озерск, Челябинской обл.) и ФГУП «Приборостроительный завод» (г. Трехгорный Челябинской обл.) по программам в области обеспечения экологической безопасности. Для работников ЗАО «Петрозаводскмаш» (г. Петрозаводск, Республика Карелия) по согласованию с кафедрой энергетического машиностроения НИЯУ МИФИ преподавателями кафедры «Автоматика, контроль и диагностика» нашего института проведено повышение квалификации по программе «Визуально-измерительный контроль».

В целом, за прошедшие годы на факультете прошли обучение по различным программам дополнительного профессионального образования более пяти тысяч человек; только за последние пять лет количество обучающихся в течение года увеличилось в два раза и составило примерно 700 человек в год.

На факультете проводится серьезная работа по подготовке и изданию учебников и учебных пособий, используемых в процессе послевузовского образования специалистов. За последние пять лет были изданы «Обеспечение радиационной безопасности персонала АЭС», «Безопасность ядерного топливного цикла», «Основы радиационного контроля на АЭС», «Ядерная безопасность хранилищ отработавшего ядерного топлива АЭС и РАО, содержащих делящиеся материалы», «Основы экологической безопасности и охрана окружающей среды», «Системы контроля, управления и защиты АЭС», «Радиационная защита персонала организаций атомной отрасли», «Введение в нейтронно-физический расчет ядерных реакторов» и др.

В работе факультета заложен большой труд и энергия преподавателей ИАТЭ НИЯУ МИФИ, в течение многих лет читающих лекции на факультете. К чтению ряда лекционных курсов, особенно при поддержании квалификации руководителей и специалистов атомных станций, регулярно приглашаются ведущие ученые и специалисты центрального аппарата отрасли и научно-исследовательских институтов Обнинска и Москвы, таких как ГНЦ РФ «Физико-энергетический институт», НИЦ «Курчатовский институт», «Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций» и др.

Дальнейшая работа факультета должна быть сориентирована на расширение рынка образовательных услуг и повышение качества обучения. В связи с этим можно сформулировать в общем виде следующие задачи, стоящие перед факультетом и направленные на реализацию поставленных вопросов.

1. Оперативное реагирование на запросы атомной отрасли по новым формам обучения по программам дополнительного профессионального образования. В частности, в связи с большим объемом подготовки на должность, поддержанием и повышением квалификации руководителей и специалистов атомных станций разработать и согласовать с ОАО «Концерн Росэнергоатом» комбинированные программы обучения в соответствии с требованиями, установленными нормативными документами Госкорпорации «Росатом». С этой целью при разработке и реализации комбинированных программ обучения предусмотреть модульный (накопительный) принцип организации процесса обучения.

2. Разработать программы повышения квалификации и профессиональной переподготовки специалистов со среднетехническим образованием (дефектоскопистов, электромонтажников, сварщиков и др.). Изучить рынок оказания образовательных услуг и организовать обучение с привлечением преподавателей техникума, вошедшего в состав ИАТЭ НИЯУ МИФИ.

3. В связи с функционированием в составе ИАТЭ НИЯУ МИФИ медицинского факультета и подготовкой специалистов по профилю «Медицинская физика», а также наличием высококвалифицированных преподавателей разработать и согласовать с ФМБА России программы дополнительного профессионального образования по направлениям «Медицинская физика» и «Ядерная медицина» и приступить к реализации этих программ.

4. Во взаимодействии с Госкорпорацией «Росатом» выйти на международный рынок продажи образовательных услуг по обучению специалистов в области атомной энергетики по программам дополнительного профессионального образования (разработка учебных программ, организация и проведение обучения). Расширить перечень программ по ядерно-энергетическому направлению, предлагаемых Дирекции строящейся Белорусской АЭС и белорусским университетам, на которые возложена задача подготовки специалистов атомной энергетики в Республике Беларусь.

5. Территориальная распределенность учебных подразделений НИЯУ МИФИ позволяет осуществить более тесное взаимодействие с организациями – заказчиками по вопросам обучения специалистов. Имеющийся опыт проведения обучения специалистов отрасли совместно с филиалами НИЯУ МИФИ (Озерский технологический институт и Трехгорный технологический институт) показывает перспективность данного направления работы и возможность резкого увеличения количества обучающихся по программам дополнительного профессионального образования за счет применения различных форм обучения (очная, очно-заочная, дистанционная).

6. В ИАТЭ НИЯУ МИФИ функционируют различные структурные подразделения (факультет повышения квалификации и профессиональной переподготовки, независимый аттестационно-методический центр, центр международного образования и переподготовки кадров, организуемый в настоящее время центр подготовки специалистов в области неразрушающего контроля), занимающиеся вопросами обучения специалистов и преподавателей по программам дополнительного профессионального образования, включая профессиональную переподготовку, повышение и поддержание квалификации, предаттестационную подготовку к аттестации в различных надзорных организациях. Имеющийся опыт взаимодействия

ПОДГОТОВКА КАДРОВ

при проведении обучения доказывает необходимость организационной координации работы данных подразделений с целью оптимизации и повышения качества образовательного процесса.

7. Реализация поставленных задач будет определяться высокой квалификацией профессорско-преподавательского коллектива, развитием инфраструктуры института и расширением материально-технической базы, что позволит на более высоком уровне организовать подготовку специалистов по программам дополнительного профессионального образования.

Поступила в редакцию 1.02.2012

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.5: 621.362

Indirect Method of Determining the Efficiency of a Thermionic Reactor for Space | A.I. Brezhnev, E.G. Vinogradov, V.A. Linnik, M.K. Ovcharenko, A.P. Pyshko, Yu.S. Yuryev, V.I. Yarygin; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2012. – 9 pages, 1 illustration. – References, 4 titles.

The method of determining the efficiency of the space nuclear thermionic power plant by the set of current-voltage characteristics without the direct measurement of the reactor thermal power, yet with fixing the relative thermal power for various current-voltage characteristics is described.

УДК 621.039.51

On ADS Subcritical Reactor Operation in the Reactivity Modulation Mode | A.V. Gulevich, O.F. Kukharchuk, A.I. Brezhnev; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2012. – 7 pages, 2 tables, 9 illustrations. – References, 18 titles.

In the present paper consideration is given to the possibility of applying a pulsed reactor as a neutron-breeding target for accelerator-driven systems. It is assumed that such a reactor operates in the reactivity modulation mode similar to that of the IBR-2 reactor. In theory, it enables energy requirements for the accelerator beam to be reduced, while at the same time enhancing the safety of installations of this type.

УДК 621.039.51

Analysis of the BOR-60 Cells Utilization to Carry out Experiments | I.Yu. Zhemkov, Yu.V. Naboishchikov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2012. – 10 pages, 12 illustrations. – References, 6 titles.

The efficiency of BOR-60 core cells and blanket utilization to carry out experiments was analyzed for the 40-year operating period. Reactor cells that are used the most often to carry out experiments as well as the parameters influencing their attractiveness were identified.

УДК 621.039.543.6

Methodology of Conversion of Plutonium of Various Isotopic Compositions to the Equivalent Plutonium as Applied to System Studies in Nuclear Power | E.M. Yatsenko, A.N. Chebeskov, V.S. Kagramanyan, A.G. Kalashnikov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2012. – 11 pages, 3 tables, 3 illustrations. – References, 10 titles.

In this work the simplified methodology of correction of the initial enrichment, based on plutonium equivalent of uranium, plutonium, americium, neptunium, curium isotopes on loading is offered. The developed methodology, possessing comprehensible accuracy, allows not only to correct enrichment, but also to lower uncertainty degree at carrying out of system researches of atomic engineering taking into account dynamics of change of fuel isotopic composition at its multiple recycle in fast reactors.

УДК 621.039.51

Software Analysis of in-core monitoring system and reporting on the state of the reactor core of VVER-1000 KARUND | R.R. Alyev, S.T. Leskin; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2012. – 9 pages, 1 table, 5 illustrations. – References, 13 titles.

On the basis of algorithms [2], [3] developed a software system KARUND whose function is to monitor the state of the measuring system of RMC, software in-core monitoring system, core VVER-1000 reactor, and visual representation in the form of information to the operator. Completed description of the main modes of operation of the program and. Partially, describes the interface software system KARUND and some results.

УДК 621.039.58

Lifetime NPP Equipment Management Under Ageing by System Analysis Procedures | O.M. Gulina, N.L. Salnikov, V.P. Politukov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2012. – 6 pages, 1 illustration. – References, 6 titles.

Mathematical model of linear stochastic filter is developed for NPP equipment under ageing. Theory of martingales usage is substantiated to predict the technical state of equipment. Also there is formulated optimum principle for choice of preventive actions to decrease damage processes rate.

УДК 621.039.58

Prediction of NPP Equipment Lifetime under Flow-Accelerated Corrosion by Using of Empirical Model | O.M. Gulina, O.O. Frolova; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2012. – 9 pages, 3 tables. – References, 8 titles.

To predict equipment lifetime under flow-accelerated corrosion there is used Chexal-Horowitz empirical model, realized as ECW-02. One of the most important parameters is Keller coefficient of pipe geometry. To adapt Chexal model to Russian NPP units there is developed procedure of Keller coefficient estimation by using of control data and ECW-02 prediction. As result, stochastic characteristics of Keller coefficients are obtained. To estimate the error connected with admixture content in metal on erosion-corrosion wear rate there is performed comparison of wear rate calculated by using of Durex equation and the one predicted by ECW-02.

УДК 621.039.58

Efficiency Criteria for High Reliability Measured Systems Structures | N.L. Salnikov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2012. – 5 pages, 2 illustrations. – References, 3 titles.

To develop high reliability measured systems usually there are used procedures of structural redundancy. To estimate efficiency of such structures there is developed criteria to compare different systems. So it is possible to develop more exact system by inspection of redundant system data unit stochastic characteristics in according with developed criteria.

УДК 504.064.36: 574

Application of the Method of Electrophysical Impact on the Disperse Medium in High-Performance Filtering Gases Devices from Aerosols of Various Origin | I.V. Yagodkin, A.M. Posagennikov, A.G. Grishin, V.P. Melnikov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2012. – 9 pages, 6 illustrations. – References, 3 titles.

Cleaning of gas-air flows in different branches of industry remains one of the most important directions in the field of technologies of environmental protection from aerosols of the different origin, including radioactive and toxic ones.

High-efficient aerosol filters being used today at NPP are the source of large volumes of radioactive waste subject to burial. They have a limited lifetime, and their fabrication and operation are costly.

The situation arisen with gas cleaning from radioactive and toxic aerosol particles at NPP requires, on the one hand, updating of traditional approaches and, on the other hand, development of fundamentally new methods and aids of air cleaning, namely, the principle of combined cleaning based on the fact that particles take up specific properties in ionized gas and then are to be caught on filters.

The problems of experimental investigation of the effect of intensive aeration on catching of aerosol particles from the air flow using combined filtering systems is the subject of this paper.

УДК 621.039.534

Experimental Study of Flow Hydrodynamics Lead Coolant and Water through the Experimental Section «Throttle Clearance-Ring» | A.V. Beznosov, M.A. Antonenkov, T.A. Bokova, M.V. Yarmonov, K.A. Makhov, A.A. Molotsov; Editorial board of journal «*Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika*» (*Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering*) – Obninsk, 2012. – 11 pages, 1 table, 7 illustrations. – References, 2 titles.

A research and comparison of the hydraulic characteristics of the water and lead coolant ($T = 400-500^\circ\text{C}$) flow in the system of local hydraulic resistances «throttle-annular gap» have been done at the Alekseev Nizhny Novgorod State Technical University. During the experiments the magnitude of the relative clearance ($2\Delta/d = 0,018; 0,036; 0,056$) was varied with the static and rotated shaft. The average speed inside the annular gap ranged between 0,01 and 0,1 m/sec, the coolant was saturated with the oxygen.

A slider bearing working in the medium of the heavy liquid metal coolants is one of the main elements which influence the efficiency of the main circulating pumps in the reactor loops with HLMC.

The operating efficiency of the slider bearing is mainly determined with the correct choice of its constructive relation: a relative annular gap, relative width, angle of contact.

The results of the experimental research have shown that the difference between hydraulic characteristics of water and HLMC coolants in the experimental plot «throttle-annular gap» exists. It makes the usage of the traditional lubricating fluid in the methods of analysis of the hydrostatic sliding bearings for the pumps in the HLMC incorrect.

УДК 621.039.526

Calculations and Experimental Investigation of Irradiation Heat Rate in BOR-60 Reactor | A.V. Varivtsev, I.Yu. Zhemkov, O.V. Ishunina, Yu.V. Naboyshchikov, V.A. Neverov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 8 pages, 2 tables, 4 illustrations. – References, 6 titles.

Calculations and experimental investigation of irradiation heat rate in reactor BOR-60 reveals drawbacks of modern calculational methods. Paper propose algorithm for irradiation heat rate calculations, which allows to eliminate these drawbacks.

УДК 621.039.543: 621.039.524.44

The Substantiation of the Correlation for Critical Heat Flux Calculation for Alternative Design Fuel Assemblies with Mixing Spacer Grids in VVER-1000 | S.M. Dmitriev, V.E. Lukyanov, O.B. Samoylov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 10 pages, 8 illustrations. – References, 6 titles.

The results of the experimental investigations of coolant mixing and departure from nucleate boiling in TVSA-T with combined spacer grids and mixing grids on aerodynamic and thermal test facilities are presented. As a result of the obtained experimental data, the determination of mixing coefficient was carried out and the CRT-1 correlation for the critical heat flux calculation was developed. The applicability of correlation for critical heat flux calculation for TVSA-T VVER-1000 was substantiated.

УДК 621.039.534.6

The Method Based on Electromagnetic Sensor for Measuring of Sodium Flow Rate in a Heat Pipe | N.I. Loginov, A.S. Mikheev, A.A. Mukhlinin; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 8 pages, 5 illustrations. – References, 6 titles.

The electromagnetic sensor design and method of liquid flow measuring in the vertical sodium heat pipe 100 mm diameter and 10 m length at operating temperature 550–650°C are described. The heat pipe was supplied with capillary structure only in the evaporation zone, i.e. it was a thermosyphon with nonseparated opposite flows of liquid and vapor.

Magnetic field of the sensor was produced by permanent magnet, made of thermostable alloy, which is efficient up to 600 oC. Flow measurements at three cross sections of the heat pipe, at four «points» of circumference of each section, were carried out. Significant fluctuations of the local flow rate values were observed. Maximum amplitude of the fluctuations exceeds the average value of the flow rate up to 2-3 times. Negative values of the local flow rate were observed. It means that liquid sodium flowed against the gravity force, and this indicates that the liquid sodium entrainment caused by vapor counter-flow, the speed of which was about 80 m/s, took place.

УДК 621.039.517

The Intensification of Mass Transfer in LWR Rods Bundles by Cellular Mixing Grids | P.V. Markov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 9 pages, 4 tables, 5 illustrations. – References, 6 titles.

The CFD-models of 7-rods and 19-rods bundle with mixing grid was developed. The flow field in rods bundles was investigated. A series of CFD analyses were performed to obtain hydraulic and mixing properties of mixing cellular grids.

УДК 623.454.86

Integrated Approach to Proliferation Risk Assessment Based on Multiple Objective Analysis Framework | A.A. Andrianov; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 9 pages, 4 tables, 6 illustrations. – References, 7 titles.

The approach to the assessment of proliferation risk using the methods of multi-criteria decision making and multi-objective optimization are presented. The approach allows taking into account the specifics features of the national nuclear infrastructure, and possible proliferator strategies (motivations, intentions, and capabilities). Simple examples of applying the approach are shown.

УДК 621.039.543.4

On the Issues of Uranium Reprocessed from High Burnup Fuels | A.I. Dyachenko, N.A. Balagurov, V.V. Artisyuk; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 9 pages, 5 tables, 6 illustrations. – References, 13 titles.

The present paper focuses on analysis of nuclide composition in spent fuel of VVER-1000 from the view point of uranium reprocessing. The consideration is given to even uranium isotopes compensation, savings of separate work units, associated saving of uranium resources and economics.

УДК 621.039.84

Control Uniform Distribution of Plutonium by Fuel Pin Length BN-800 | M.I. Stasevich, E.V. Skachkov, V.V. Kadilin; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 5 pages, 2 illustrations. – References, 4 titles.

In this paper, was considered a method of determining the mass of plutonium and getter (additive in the form of uranium metal) in a fragment of a fuel pin reactor BN-800 10 mm by mathematical modeling, the method based on measuring the intrinsic emission of granulated MOX fuel. There were researched the influence of the presence of a getter, the vibrations of the inner radius and thickness of the cladding, the determination of the mass of plutonium.

УДК 621.039.548

Residual Resource Estimation of the Fuel Pins Cover of Austenitic Stainless Steel ChS-68 of the Reactor BN-600 | K.V. Miturev, I.I. Konovalov, V.V. Popov, S.M. Ganina; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 10 pages, 1 table, 7 illustrations. – References, 14 titles.

It have been done calculation of swelling austenitic stainless steel ЧС-68 and diameter profiles of fuel pins cladding from this steel, passed operation in an active zone of reactor BN-600, having reached the values of a damaging dose exceeding the regular in work. Comparison of calculations with the experimental data [1] received on irradiated fuel pins, has shown that at carrying out of calculations of a residual resource it is necessary to consider the ovality factor.

УДК 621.039.53

Computational Analysis and Estimation of LWR Cladding Radioactivity | A.V. Korzunin; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 5 pages, 2 tables, 2 illustrations. – References, 5 titles.

Time evolution of specific radioactivity and gamma watts for four types of zirconium based structural materials light elements activation products were estimated. Some chemical elemental analisys was performed. The advantages of zirconium purification after irradiation were shown.

УДК 621.039.37

Training for Faculty Training and Retraining INPE NRNU MEPhI | V.V. Tkachenko, S.P. Saakyan; Editorial board of journal «Izvestia vissikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 7 pages.

The history of the organization and formation of In-Servies Training Department of the INPE NRNU MEPhI. The functioning of the faculty to train specialists for the nuclear industry of additional professional education programs. It is shown that the most popular are retraining programs in «Operation of Nuclear Power Plants», to maintain the skills of managers and specialists of NPP, as well as training in various areas of nuclear energy profile.

НАШИ АВТОРЫ

- Антоненков М.А.** – аспирант кафедры атомных тепловых станций и медицинской инженерии Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева.
- Безносов А.В.** – д.т.н., профессор кафедры атомных тепловых станций и медицинской инженерии Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева. Тел.: 8-831-436-80-23; e-mail besnosov@nntu.nnov.ru.
- Бокова Т.А.** – к.т.н., доцент кафедры «атомных тепловых станций и медицинской инженерии Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева.
- Брежнев А.И.** – аспирант Обнинского института атомной энергетики НИЯУ МИФИ. E-Mail: brezhand@gmail.com.
- Гулевич А.В.** – д.ф.-м.н., первый заместитель генерального директора Государственного научного центра Российской Федерации – Физико-энергетического института им. А.И. Лейпунского (ГНЦ РФ-ФЭИ). Закончил Московский физико-технологический институт в 1983 г. Область научных интересов – методы теории возмущений, инженерно-физические методы анализа сложных взаимосвязанных процессов в реакторных и лазерных системах.
- Гулина О.М.** – д.т.н., профессор кафедры автоматизированных систем управления ИАТЭ НИЯУ МИФИ.
- Дмитриев С.М.** – д.т.н., профессор, ректор, заведующий кафедрой атомных тепловых станций и медицинской инженерии Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева. Тел. (831) 436-93-24, 436-23-25, e-mail dmitriev@nntu.nnov.ru.
- Жемков И.Ю.** – к.т.н., начальник инженерно-физической лаборатории ОАО «ГНЦ НИИАР». Окончил Обнинский институт атомной энергетики в 1988 г. Область научных интересов – физика и безопасность реакторов на быстрых нейтронах. E-mail: ziu@niiar.ru
- Каграманян В.С.** – к.т.н., советник генерального директора, ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – стратегические исследования в обоснование стратегии развития АЭ России, включая утилизацию оружейного плутония и малых актинидов, технико-экономические исследования проблем АЭ, вопросы замыкания топливного цикла, системный анализ АЭ.
- Кадилин В.В.** – к.ф.-м.н., и.о. заведующего кафедрой № 24 «Прикладная ядерная физика» НИЯУ МИФИ.
- Калашников А.Г.** – к.т.н., ведущий научный сотрудник, ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – физика ядерных реакторов на быстрых и тепловых нейтронах, утилизация оружейного плутония, проблемы замыкания топливного цикла, математическое моделирование ядерного топливного цикла, системных анализ АЭ.
- Кухарчук О.Ф.** – д.ф.-м.н., заместитель директора института ядерных реакторов и теплофизики ГНЦ РФ-ФЭИ. Закончил ИАТЭ в 1988 г. Область научных интересов – ядерная и нейтронная физика, лазеры с ядерной накачкой, математическое моделирование быстропротекающих процессов.
- Логинов Н.И.** – д.т.н., главный научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Тел. 8(48439)98555; e-mail: loginov@ippe.ru.
- Лукьянов В.Е.** – аспирант кафедры атомных тепловых станций и медицинской инженерии Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева.
- Марков П.В.** – ассистент кафедры «Ядерные реакторы и установки» МГТУ им. Н.Э. Баумана. E-mail: marrkov@list.ru.
- Махов К.А.** – аспирант кафедры атомных тепловых станций и медицинской инженерии Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева.
- Михеев А.С.** – начальник лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ. Тел. 8(48439)98934; e-mail: mikheyev@ippe.ru.
- Молодцов А.А.** – к.т.н., кафедра атомных тепловых станций и медицинской инженерии Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева.
- Мухлынин А.А.** – аспирант ГНЦ РФ-ФЭИ. E-mail: a.a.moukhlynin@atomstroyexport.ru.
- Набойщиков Ю.В.** – старший научный сотрудник инженерно-физической лаборатории ОАО «ГНЦ НИИАР». Окончил Ульяновский государственный университет в 2002 г. Область научных интересов: физика и безопасность реакторов на быстрых нейтронах.
- Политюков В.П.** – к.ф.-м.н., доцент кафедры высшей математики ИАТЭ НИЯУ МИФИ.
- Саакян С.П.** – к.т.н., заместитель декана факультета повышения квалификации и профессиональной переподготовки ИАТЭ НИЯУ МИФИ
- Сальников Н.Л.** – д.т.н., профессор кафедры «Информационные системы» ИАТЭ НИЯУ
- Самойлов О.Б.** – д.т.н., профессор, Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева.
- Скачков Е.В.** – к.ф.-м.н., заместитель директора по науке и производству ОАО «НИИТФА».
- Стасевич М.И.** – ведущий научный сотрудник ОАО «НИИТФА», аспирант кафедры № 24 «Прикладная ядерная физика» НИЯУ МИФИ. Тел.: 8 (926) 892-92-60, 8 (903) 592-27-49; e-mail: stasevichmi@mail.ru
- Ткаченко В.В.** – к.т.н., декан факультета повышения квалификации и профессиональной переподготовки ИАТЭ НИЯУ МИФИ

Чебесков А.Н. – д.т.н., начальник отдела ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – системный анализ ядерной энергетики, ядерного топливного цикла и стратегий использования плутония с учетом факторов экономики, нераспространения, экологии.

Ярмонов М.В. – аспирант кафедры атомных тепловых станций и медицинской инженерии Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева.

Яценко Е.М. – инженер ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов – физика ядерных реакторов на быстрых и тепловых нейтронах, нейтронно-физические расчеты реактора. Тел.: 8(48439)9-55-71.

OUR AUTHORS

Antonenkov M.A. – Post graduate student of the Department «Atomic, Heat Power Plants and Medical Engineering» of Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University.

Beznosov A.V. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the Department «Atomic, Heat Power Plants and Medical Engineering» of Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University.

Bokova T.A. – Cand. Sci. (Engineering), Associate Professor of the Department «Atomic, Heat Power Plants and Medical Engineering» of Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University.

Brezhnev A.I. – post-graduate student of the Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering of the National Research Nuclear University «MEPhI». E-Mail: brezhand@gmail.com.

Chebeskov A.N. – Dr.Sci. (Engineering), heard of section of the SSC RF-IPPE. Scientific interest – system analysis of nuclear power, nuclear fuel cycle and strategies of using plutonium with taken into account economics, nonproliferation and ecology factors.

Gulevich A.V. – Dr.Sci. (Phys.-Math.), Deputy General Director of the SSC RF-IPPE. Graduated from the Moscow Institute of Physics and Technology in 1983. Scientific interests – perturbation theory, reactor physics, nuclear-pumped lasers.

Gulina O.M. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the automatic control systems department of the INPE.

Kadilin V.V. – Cand. Sci. (Phys.-Math), Professor, Acting the chief of department № 24 «Applied nuclear physics» NRNU MEPhI.

Kagramanyan V.S. – Cand. Sci. (Engineering), Advisor of the Director General of SSC RF-IPPE. Scientific interest – strategy researches of NP development in Russia, including weapon-grade plutonium and minor actinides utilization, technical and economic studies of NP problem, fuel cycle closure issues, system analysis of NP.

Kalashnikov A.G. – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher of the SSC RF-IPPE. Scientific interest – fast and thermal reactors physics, weapon-grade plutonium utilization, fuel cycle closure issues, mathematical simulation of nuclear fuel cycle, system analysis of NP.

Kukharchuk O.F. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Deputy Director of the Institute of Nuclear Reactors and Thermal Physics (SSC RF-IPPE). Graduated from the INPE in 1988. Scientific interests – nuclear and neutron physics, nuclear pumped lasers, mathematical modeling of fast processes.

Makhov K.A. – Post graduate student of the Department «Atomic, Heat Power Plants and Medical Engineering» of Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University.

Markov P.V. – assistant of department «Nuclear reactors and plants» Bauman Moscow State Technical University. E-mail: marrkov@list.ru.

Molodtsov A.A. – Cand.Sci. (Engineering), Department «Atomic, Heat Power Plants and Medical Engineering» of Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University.

Naboishchikov Yu.V. – Senior Researcher, Engineering and Physical Laboratory, JSC «SSC RIAR», graduated from the Ulyanovsk State University in 2002. Area of research: physics and safety of fast reactors.

Politukov V.P. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Associated Professor of the Higher Mathematics department post-graduate student. Ph.: 8 (926) 892-92-60, 8 (903) 592-27-49; e-mail: stasevichmi@mail.ru.

Saakyan S.P. – Cand. Sci. (Engineering), Associate Dean of In-Servies Training Department of the INPE NRNU MEPhI.

Salnikov N.L. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the Information Systems department of the INPE.

Skachkov E.V. – Cand. Sci. (Phys.-Math), Deputy Director for Research and Production OJSC «Technical Physics and automation Research Institute».

Stasevich M.I. – Leading scientist OJSC «Technical Physics and Automation Research Institute»,

Tkachenko V.V. – Cand. Sci. (Engineering), Dean of In-Servies Training Department of the INPE NRNU MEPhI.

Yarmonov M.V. – Post graduate student of the Department «Atomic, Heat Power Plants and Medical Engineering» of Nizhny Novgorod Alexeev State Technical University.

Yatsenko E.M. – engineer of the SSC RF-IPPE. Scientific interest – fast and thermal reactors physics, neutron-physical calculations of the reactor.

Zhemkov I.Yu. – PhD, Head of Engineering and Physical Laboratory, JSC «SSC RIAR», graduated the Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering in 1988. Area of research: physics and safety of fast reactors. E-mail: ziui@niiar.ru.