

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

Издается с 1993 г.

№ 4 2011 г.

СОДЕРЖАНИЕ

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

- А.М. Загребав, В.А. Насонова*
О пороге ксеноновых колебаний при неоднородной по высоте загрузке реактора 5
- Г.Л. Хорсанов, А.И. Блохин*
Однорупповые сечения деления плутония и младших актинидов в спектрах быстрого реактора, охлаждаемого свинцом-208 и свинцом-висмутом 13
- В.И. Ярыгин, Г.Э. Лазаренко, М.К. Овчаренко, А.П. Пышко, Д.Г. Лазаренко*
Космическая ЯЭУ на основе реактора на быстрых нейтронах SAFE с низкотемпературными термоэмиссионными преобразователями 18

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

- П.Н. Мартынов, М.Е. Чернов, А.Н. Стороженко, В.М. Шелеметьев, Р.П. Садовничий*
Системы контроля кислорода и водорода в газовых контурах и контайментах АЭС 27
- П.Н. Мартынов, М.Е. Чернов, А.Н. Стороженко, В.М. Шелеметьев, Р.П. Садовничий, А.С. Фомин*
Система контроля горючих и взрывоопасных газов, на основе твердо-электролитных керамических чувствительных элементов 33

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

- Э.Е. Коновалов, Т.О. Мишевец, С.В. Юдинцев, Б.С. Никонов, Ю.Д. Болтоев, С.С. Шулепов*
СВС-иммобилизация высокоактивных отходов фракции An-Tc в металлокерамические матричные материалы 39
- Э.Е. Коновалов, Т.О. Мишевец, С.В. Юдинцев, Б.С. Никонов, Ю.Д. Болтоев*
Иммобилизация отходов урана в стеклокристаллическую матрицу с использованием самораспространяющегося высокотемпературного синтеза 45
- И.В. Кочетков, В.С. Анисимов, И.А. Крикунов, М.В. Еремин*
Влияние физико-химических свойств почв на биологическую доступность ^{60}Co 50

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

- Е.Ю. Анишев, В.С. Горбунов, С.М. Дмитриев, С.Л. Осипов*
Исследования режимов расхолаживания реакторной установки типа БН 58
- А.М. Бахметьев, М.А. Большухин, А.М. Хизбуллин, М.А. Камнев*
Экспериментальные исследования теплоотдачи при конденсации пара из паровоздушной смеси на теплообменной поверхности системы снижения аварийного давления в защитной оболочке 64

<i>И.А. Чусов, А.С. Шелегов, В.И. Слободчук, В.Ф. Украинцев, А.Н. Яркин</i> Исследование возможности решения задач течения воды со сверхкритическими параметрами кодами ANSYS-CFX и STAR-CD	72
ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ	
<i>Г.Г. Куликов, Е.Г. Куликов, Э.Ф. Крючков, А.Н. Шмелев</i> Повышение глубины выгорания и защищенности топлива легководных реакторов при совместном введении в его состав ²³¹ Ra и ²³⁷ Np	80
<i>А.Ю. Смирнов, В.А. Апсэ, В.Д. Борисевич, В.Б. Глебов, Г.А. Сулаберидзе, А.Н. Шмелев, А.А. Дудников, Е.А. Иванов, В.А. Невиница, Н.Н. Пономарев-Степной</i> Введение регенерированного урана в состав топлива легководных реакторов как способ защиты от распространения	93
АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ	
<i>Н.Г. Кодочигов, С.М. Дмитриев, И.В. Друмов</i> Исследования электромагнитного подвеса ротора турбомшины ядерной энергетической установки с высокотемпературным газоохлаждаемым реактором и газотурбинным циклом	104
СНЯТИЕ АЭС С ЭКСПЛУАТАЦИИ	
<i>В.Л. Тихоновский, Б.К. Былкин</i> Место и роль информационных технологий при выводе из эксплуатации энергоблоков АЭС	113
МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА	
<i>Р.Ш. Асхадуллин, К.Д. Иванов, В.М. Шелеметьев, Р.П. Садовничий</i> Оценка интенсивности процессов окисления конструкционных сталей первого контура ЯЭУ с тяжелыми теплоносителями	121
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ	
<i>В.В. Колесов, О.Ю. Кочнов, Ю.В. Волков, В.Ф. Украинцев, Р.И. Фомин</i> Создание прецизионной модели реактора ВВР-ц для последующей оптимизации его конструкции и наработки ⁹⁹ Mo и других радионуклидов	129
ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ	
<i>Ю.В. Носов, В.И. Оглезнев, И.А. Чернов</i> Опыт создания и эксплуатации на Белоярской АЭС радиационно-технологической установки «ПОЛИМЕР»	134

CONTENTS

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

- A.M. Zagrebayev, V.A. Nasonova*
 About the Xenon Oscillations Boundary in the Reactor with Nonhomogeneous Axial Load 5
- G.L. Khorasanov, A.I. Blokhin*
 One-group Fission Cross Sections for Plutonium and Minor Actinides in Neutron Spectra
 of Fast Reactor Cooled with Lead-208 or Lead-Bismuth 13
- V.I. Yarygin, G.E. Lazarenko, M.K. Ovcharenko, A.P. Pyshko, D.G. Lazarenko*
 Space Nuclear Power System Based on SAFE Fast Reactor with Low-temperature
 Termionic Converters 18

SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP

- P.N. Martynov, M.E. Chernov, A.N. Storozhenko, V.M. Shelemetev, R.P. Sadovnichy*
 Oxygen and Hydrogen Control Systems Used in Gas Circuits and NPP Containment Vessels 27
- P.N. Martynov, M.E. Chernov, A.N. Storozhenko, V.M. Shelemetev, R.P. Sadovnichy, A.S. Fomin*
 The Combustible and Explosive Gases Control System Based on Solid-electrolyte
 Ceramic Sensors 33

ENVIROMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

- E.E. Kononov, T.O. Mishevets, S.V. Yudintsev, B.S. Nikonov, Yu.D. Boltoev, S.S. Shulepov*
 SHS-Immobilization of High-Level Waste of An-Tc Fraction into Ceramic-Metal
 Matrix Materials 39
- E.E. Kononov, T.O. Mishevets, S.V. Yudintsev, B.S. Nikonov, Yu.D. Boltoev*
 Immobilization of Uranium Wastes into Glass-Crystal Matrix Using the Self-Propagating
 High Temperature Synthesis 45
- I.V. Kochetkov, V.S. Anisimov, I.A. Krikunov, M.V. Eremin*
 The Influence of Physico-Chemical Properties of Soils on the Bioavailability of ^{60}Co 50

THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

- E.Yu. Anishev, V.S. Gorbunov, S.M. Dmitriev, S.L. Osipov*
 Studies of Shutdown BN Reactor Cooling-Down Modes 58
- A.M. Bakhmetyev, M.A. Bolshukhin, A.M. Hizbullin, M.A. Kamnev*
 Experimental Investigations of Heat Transfer for the Case with Steam Condensing
 from the Steam-Air Mixture on the Heat-Exchange Surface of the Containment
 Emergency Pressure Reduction System 64
- I.A. Chusov, A.S. Shelegov, V.I. Slobodchuk, V. Ukraintsev, A.N. Yarkin*
 Investigation of Supercritical Parameters Water Flow Problem
 by the ANSYS-CFX and Star-CD Codes 72

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

- G.G. Kulikov, E.G. Kulikov, E.F. Kryuchkov, A.N. Shmelev*
 Increase of Burn-up and Proliferation Protection of Light Water Reactors Fuel at Combined
 Introduction of ^{231}Pa and ^{237}Np into its Composition 80
- A.Yu. Smirnov, V.A. Apse, V.D. Borisevich, V.B. Glebov, G.A. Sulaberidze, A.N. Shmelev, A.A. Dudnikov,
 E.A. Ivanov, V.A. Nevinitza, N.N. Ponomarev-Stepnoi*
 Introduction of Reprocessed Uranium into Fuel Composition of Light-Water Reactors
 as a Protective Measure Against Proliferation 93

NUCLEAR POWER PLANTS

- N.G. Kodochigov, S.M. Dmitriev, I.V. Drumov*
Studies of Electromagnetic Suspension of Turbomachine's Rotor for Nuclear Power Plant
with High Temperature 104

DECOMMISSIONING OF NPP

- V.L. Tikhonovsky, B.K. Bylkin*
Place and Role of Information Technologies at Decommissioning of NPP Power Units 113

MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

- R.Sh. Askhadullin, K.D. Ivanov, V.M. Shelemetev, R.P. Sadovnichy*
Estimation of Intensity of Consumption of Oxygen Construction Steels of Primary Coolant
Circuit Power Reactor Facility with Heavy Heat-Carriers 121

SIMULATION OF THE PROCESS PERFORMANCE IN NUCLEAR POWER FACILITIES

- V.V. Kolesov, O.Yu. Kochnov, Yu.V. Volkov, V.F. Ukraintsev, R.I. Fomin*
Creation of the WWR-c Reactor Precision Model for Its Construction Optimisation
and Following Optimisation of the ⁹⁹Mo and Other Radioisotope Productivity 129

APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND MEANS

- Yu.V. Nosov, V.I. Ogleznev, I.A. Chernov*
Experience of development and operation of the process radiation facility «Polymer»
at the Beloyarsk NPP 134

О ПОРОГЕ КСЕНОНОВЫХ КОЛЕБАНИЙ ПРИ НЕОДНОРОДНОЙ ПО ВЫСОТЕ ЗАГРУЗКЕ РЕАКТОРА

А.М. Загребаев, В.А. Насонова

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва



Приводятся результаты численного моделирования по определению порога начала ксеноновых колебаний в реакторе с неоднородной загрузкой по высоте активной зоны.

Ключевые слова: численное моделирование, ксеноновые колебания, порог, загрузка активной зоны, устойчивость реактора, статистические характеристики, дисперсия плотности потока нейтронов.

Key words: numerical simulation, xenon oscillations, threshold, core load, nuclear reactor stability, statistical characteristics, neutron flux variance.

ВВЕДЕНИЕ

Опыт эксплуатации больших энергетических реакторов показывает, что в процессе работы могут возникать пространственные колебания поля энерговыделения. Причиной неустойчивости является наличие пространственно-распределенных положительных обратных связей. Одной из них является обратная связь по ксеноновому отравлению. При этом колебания поля энерговыделения в плане реактора (радиально-азимутальные колебания) достаточно легко подавляются существующими пространственно-распределенными органами регулирования. Колебания же поля энерговыделения по высоте активной зоны подавить гораздо сложнее, поскольку существующие конструкции органов регулирования не позволяют воздействовать на поле нейтронов в локальных областях по высоте реактора.

Физику возникновения ксеноновых колебаний можно пояснить на таком примере. Рассмотрим реактор, в котором система регулирования управляет только интегральной мощностью реактора. Если, например, произошло увеличение плотности потока нейтронов в верхней половине активной зоны, то выгорание ксенона мгновенно увеличится в этой области, а его образование за счет распада йода не успеет измениться. За счет появления положительного избытка коэффициента размножения увеличится плотность потока нейтронов в верхней части реактора. Система регулирования, стремясь сохранить неизменной интегральную мощность реактора, будет равномерно воздействовать на активную зону, т.е. снижать мощность равномерно по высоте, в том числе и в нижней половине. Это обстоятельство приведет к росту концентрации ксенона внизу и, следовательно, к снижению коэффициента размножения в этой области. Таким образом, увеличивается неравномерность в распределении размножающих свойств по высоте активной зоны, что приводит к перекосу поля энерговыделения. Однако по мере накопления йода

процесс пойдет в обратном направлении, т.е. возникают пространственно-временные колебания концентрации ксенона, а следовательно, и распределения энерговыделения.

Методика исследования на устойчивость реактора приводится, например, в работах [1–3]. Изложенный в этих работах подход можно проиллюстрировать на примере одномерного плоского реактора. Условие устойчивости для этого реактора может быть получено достаточно просто. Для этого записывается уравнение для невозмущенного состояния

$$\Delta\varphi_0 + B_0^2 \cdot \varphi_0 = 0 \quad (1)$$

и уравнение после внесения возмущения

$$\Delta\varphi + B^2 \cdot \varphi = 0. \quad (2)$$

При этом полагается, что между материальными параметрами справедливо соотношение

$$B^2 = B_0^2 + \alpha_\varphi \cdot \delta\varphi + \alpha_x \cdot \delta x, \quad (3)$$

где $\delta\varphi$ и δx – возмущения в поле нейтронов и распределении концентрации ксенона:

$$\delta\varphi = \varphi - \varphi_0; \delta x = x - x_0; \delta i = i - i_0; \quad (4)$$

M^2 – квадрат длины миграции; $\alpha_x = -\frac{\sigma_x}{\Sigma_a \cdot M^2}$, $\alpha_\varphi = -\frac{\alpha_T}{\Sigma_a \cdot M^2}$ – соответственно коэффициенты реактивности по ксеноновому отравлению и уровню потока нейтронов.

Система соотношений (1)–(4) дополняется уравнениями отравления:

$$\begin{aligned} \frac{di}{dt} &= \sigma_x \cdot \varphi - \lambda_J \cdot i, \\ \frac{dx}{dt} &= \lambda_J \cdot i - \lambda_x \cdot x - \sigma_x \cdot x \cdot \varphi, \end{aligned} \quad (5)$$

где концентрации йода и ксенона нормированы на равновесную концентрацию ксенона при бесконечном потоке.

После подстановки выражений (3) и (4) в уравнения (2) и (5) и последующей их линеаризации легко получить систему уравнений в отклонениях относительно возмущений $\delta\varphi$ и δx , δi :

$$\begin{cases} \Delta\delta\varphi + B_0^2 \cdot \delta\varphi + \varphi_0 \cdot \alpha_x \cdot \delta x + \varphi_0 \cdot \alpha_\varphi \cdot \delta\varphi = 0, \\ \frac{d\delta i}{dt} = -\lambda_J \cdot \delta i + \sigma_x \cdot \delta\varphi, \\ \frac{d\delta x}{dt} = \lambda_J \cdot \delta i - \lambda_x \cdot \delta x - \sigma_x \cdot x_0 \cdot \delta\varphi - \sigma_x \cdot \delta x \cdot \varphi_0. \end{cases} \quad (6)$$

Решение системы уравнений (6) ищется в виде

$$\delta\varphi = \delta\varphi' \cdot e^{\omega t}, \quad \delta i = \delta i' \cdot e^{\omega t}, \quad \delta x = \delta x' \cdot e^{\omega t}.$$

После подстановки этих выражений в систему уравнений (6) получим

$$\begin{cases} \Delta\delta\varphi' + B_0^2 \cdot \delta\varphi' + \varphi_0 \cdot \alpha_x \cdot \delta x' + \varphi_0 \cdot \alpha_\varphi \cdot \delta\varphi' = 0, \\ \omega \cdot \delta i' = \sigma_x \cdot \delta\varphi' - \lambda_J \cdot \delta i', \\ \omega \cdot \delta x' = \lambda_J \cdot \delta i' - \lambda_x \cdot \delta x' - \sigma_x \cdot \varphi_0 \cdot \delta\varphi' - \sigma_x \cdot x_0 \cdot \delta\varphi'. \end{cases} \quad (7)$$

Неизвестные функции $\delta\varphi'$ и δx представляются в виде разложения по собственным функциям краевой задачи. Например, для «гололого» одномерного реактора имеем

$$\Delta \psi_i + K_i^2 \cdot \psi_i = 0; \quad \psi_i'(0) = \psi_i'(H) = 0; \quad \psi_i = A \cdot \cos \frac{\pi(i+1)}{H} \cdot x; \quad B_0^2 = \left(\frac{\pi}{H} \right)^2; \quad (8)$$

$$\delta \varphi'(x) = \sum_{i=0}^{\infty} A_i \cdot \psi_i(x); \quad \delta x'(x) = \sum_{i=0}^{\infty} B_i \cdot \psi_i(x).$$

Подстановка выражений (8) в систему уравнений (7), почленное умножение на ψ_j и интегрирование по объему (с учетом ортогональности собственных функций) дает систему линейных однородных уравнений относительно неизвестных коэффициентов A_j и B_j :

$$\begin{cases} A_j \cdot \left[\frac{\sigma_x \cdot \lambda_j}{\omega + \lambda_j} - \sigma_x \cdot R_{x_j} \right] - B_j \cdot [\omega + \lambda_x + \sigma_x \cdot R_{\varphi_j}] = 0; \\ A_j \cdot [-K_j^2 + B_0^2 + \alpha_\varphi \cdot R_{\varphi_j}] + B_j \cdot [\alpha_x \cdot R_{\varphi_j}] = 0. \end{cases}$$

Из условия существования нетривиального решения системы линейных однородных уравнений получим характеристическое уравнение

$$\omega_j^2 + b_j \cdot \omega_j + c_j = 0. \quad (9)$$

Поскольку отклонения от невозмущенного состояния описываются выражениями

$$\delta \varphi(x, t) = \sum_{i=0}^{\infty} A_i \cdot \psi_i(x) \cdot e^{\omega_i t},$$

$$\delta x(x, t) = \sum_{i=0}^{\infty} B_i \cdot \psi_i(x) \cdot e^{\omega_i t},$$

то, если действительная часть ω_j меньше нуля, колебания затухают, в противном случае поле энерговыделения неустойчиво на данной гармонике. Понятно, что знак корней определяется знаком b_j . Если $b_j < 0$ – реактор неустойчив, $b_j > 0$ – реактор устойчив.

Явное выражение для b_j следующее:

$$b_j = \lambda_x + \lambda_j + \sigma_x \cdot R_{\varphi_j} - \frac{\sigma_x \cdot \alpha_x \cdot R_{x_j} \cdot R_{\varphi_j}}{B_0^2 - K_j^2 + \alpha_\varphi \cdot R_{\varphi_j}}. \quad (10)$$

Конкретизируя выражение порога устойчивости для реактора с размером активной зоны H/M , мощностным коэффициентом α_T и распределением поля энерговыделения $\varphi_0(x)$, получим, что поле энерговыделения устойчиво по j -й гармонике, если выполняется неравенство

$$\left(\frac{H}{M} \right)^2 < \frac{\pi \cdot j^2}{\frac{\sigma_x \cdot R_{x_j}}{\Sigma_a} \cdot f(R_{\varphi_j}) + \alpha_T \cdot R_{\varphi_j}}, \quad (11)$$

где $R_{\varphi_j} = \frac{\int_0^H \varphi_0 \cdot \psi_j^2 dx}{\int_0^H \psi_j^2 dx}$, $R_{x_j} = \frac{\int_0^H x_0 \cdot \psi_j^2 dx}{\int_0^H \psi_j^2 dx}$.

Из выражения (11) видно, что устойчивость поля энерговыделения в реакторе по отношению к возбуждению j -й гармонике определяется

- мощностью реактора и ее распределением до возмущения (параметры R_{ϕ_j}, R_{X_j});

- величиной коэффициента обратной связи по мощности (обычно $\alpha_T < 0$);
- размером реактора, выраженного в длинах миграции H/M .

Из выражения (11) видно, что нулевая гармоника (фундаментальное решение) неустойчива при любом размере реактора (положительная обратная связь по ксенону). Более высокие гармоники неустойчивы при определенных соотношениях между параметрами.

На рисунке 1 показаны области устойчивости при фиксированном размере реактора в зависимости от величины мощностного коэффициента реактивности и уровня мощности реактора.

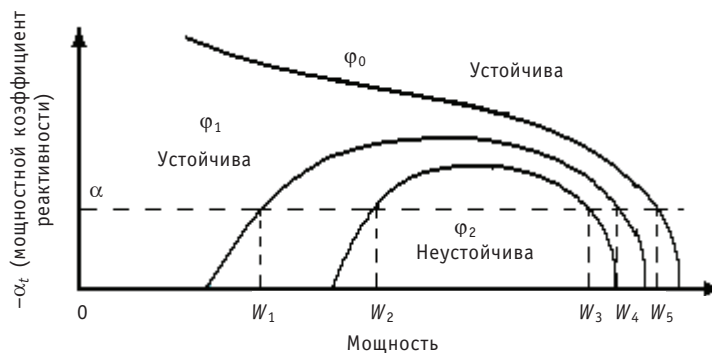


Рис. 1. Области устойчивости реактора

Из рисунка видно, что если, например, реактор обладает отрицательным мощностным коэффициентом реактивности $\alpha_T = -\alpha$ (пунктирная линия), то при увеличении уровня мощности состояние поля энерговыделения будет меняться следующим образом:

- при $W < W_1$ неустойчивой является основная гармоника – мощность ϕ_0 ;
- $W_1 < W < W_2$ – возникает неустойчивость не только по уровню мощности, но и по пространственным перекосам по половинам реактора (неустойчива первая гармоника – ϕ_1), т.е. возникновение ксеноновых колебаний (нижняя граница порога);
- $W_2 < W < W_3$ – возникают дополнительные колебания по второй гармонике (провалы и выпуклости в центре активной зоны) – ϕ_2 ;
- $W_3 < W < W_4$ – стабилизируется вторая гармоника за счет роста отрицательного мощностного эффекта реактивности;
- $W_4 < W < W_5$ – стабилизируется первая гармоника за счет роста мощностного эффекта реактивности, т.е. окончание ксеноновых колебаний (верхняя граница порога);
- $W > W_5$ – стабилизация интегральной мощности реактора.

В больших энергетических реакторах на тепловых нейтронах в рабочих диапазонах мощностей неустойчивость, как правило, проявляется лишь по первой гармонике, т.е. к перекосам по половинам активной зоны. Несмотря на то, что период колебаний составляет несколько часов, т.е. достаточно медленный процесс, теоретические алгоритмы подавления колебаний на практике реализовать достаточно сложно.

Рассматривается вопрос использования ТВС с различными размножающими свойствами по высоте активной зоны (профилированная по высоте загрузка), в частности, предлагается вводить области с выгорающим поглотителем, например,

эрбием [4]. Понятно, что при изменении загрузки количественные соотношения между мощностью, размером реактора и величиной коэффициента реактивности при определении порога ксеноновых колебаний будут другие. Возникает вопрос: можно ли так сформировать загрузку топлива по высоте активной зоны, чтобы ксеноновые колебания вообще не возникали при существующих технологических ограничениях, например, на линейную нагрузку на твэл?

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПОРОГА КСЕНОНОВЫХ КОЛЕБАНИЙ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ

Предлагается использовать математическую модель для «прямого» моделирования ксеноновых колебаний, которая включает в себя уравнение для плотности потока нейтронов в одногрупповом диффузионном приближении, уравнения пространственно-распределенных обратных связей, системы регулирования и генератора возмущений в макроскопических свойствах среды с произвольной загрузкой [5]. При этом порог начала колебаний определялся следующим образом. Фиксировались размер реактора, топливная загрузка и уровень мощности реактора. Активная зона реактора разбивалась на подзоны (количество подзон варьировалось от 14 до 48) и в одну из них вносилось возмущение в макроскопическое сечение поглощения длительностью 100 с. Критичность обеспечивалась равномерным введением органов регулирования. Так как порог возникновения колебаний «по теории» зависит от уровня мощности, то постепенно уровень мощности повышался. Считалось, что ксеноновых колебаний нет, если разбаланс концентраций ксенона по половинам реактора не превышал 20% в течение пяти суток после внесения возмущения. В противном случае фиксировалась ситуация достижения порога колебаний.

Тестирование программного комплекса по обнаружению ксеноновых колебаний проводилось путем сравнения с аналитическим решением (11) для однородной загрузки. При этом расхождение в значении уровня мощности, при котором возникают ксеноновые колебания, не превышало 1%. Исходя из этого было принято решение о возможности оценки порога ксеноновых колебаний в реакторе с неоднородной загрузкой.

На рисунке 2 показаны рассмотренные в работе компоновки, сформированные из двух зон с различными размножающими свойствами. Первая зона имела обогащение 3,2% с содержанием эрбия 0,7% (при этом $K_{\infty} = 1,16$), а вторая зона – обогащение 2,5% и содержание эрбия 0,3% ($K_{\infty} = 1,13$). Вторая зона имела фиксированный размер $H/M = 5$.

Расчеты проводились для топлива с глубиной выгорания 10, 15 и 20 МВт-сут/кгU при фиксированном размере активной зоны $H/M = 35$.

Результаты расчета порога ксеноновых колебаний в зависимости от места расположения областей с различным коэффициентом размножения для различных глубин выгорания топлива приведены на рис. 3.

Значения порога приведены в относительных единицах, за базовый уровень принят порог при равномерной загрузке реактора и глубине выгорания топлива 10 МВт-сут/кгU.

Исследовалась также зависимость влияния размера второй зоны на устойчивость, в частности, на рис. 4 показана зависимость порога возникновения ксеноновых колебаний для различных компоновок при глубине выгорания 10 МВт-сут/кгU.

Из приведенных рисунков видно, что всегда предпочтительной является компоновка, состоящая из центральной зоны с повышенным коэффициентом размно-

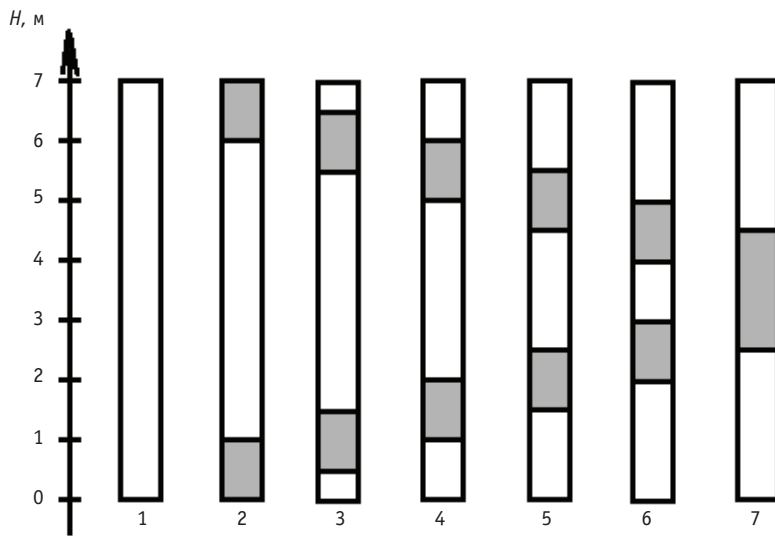


Рис. 2. Компоновка загрузки реактора по высоте активной зоны: □ – зона1; ■ – зона2

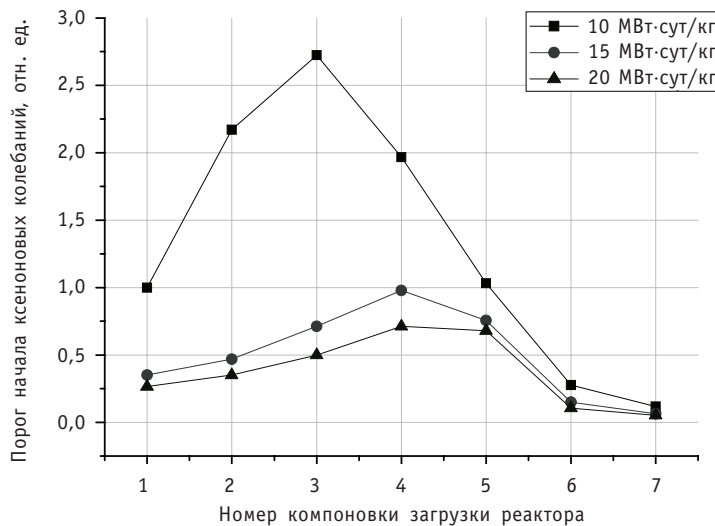


Рис. 3. Зависимость относительного значения порога возникновения ксеноновых колебаний от компоновки активной зоны при различных глубинах выгорания

жения, затем симметрично расположенных зон с пониженным коэффициентом размножения и двух периферийных зон с повышенным коэффициентом размножения. Представляется, что физически данный эффект можно объяснить следующим образом. Во-первых, периферийные зоны с большим коэффициентом размножения оказывают стабилизирующее влияние за счет роста утечки нейтронов, а расположенные рядом зоны с пониженными размножающими свойствами оказывают диссипативное влияние на рост плотности потока нейтронов. Во-вторых, исследование статистических характеристик плотности потока нейтронов показало[5], что при приближении реактора к порогу ксеноновых колебаний изменяется вид дисперсии плотности потока нейтронов (рис. 5), а именно, пики дисперсии увеличиваются и перемещаются ближе к краю реактора.

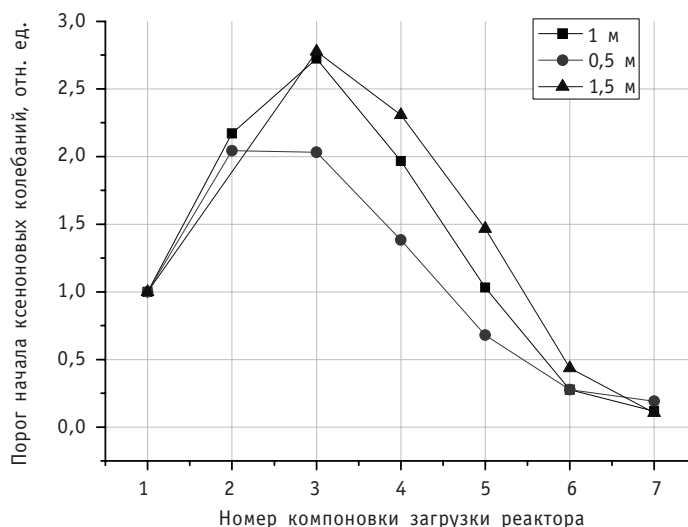


Рис. 4. Зависимость относительного значения порога возникновения ксеноновых колебаний от компоновки активной зоны при различных размерах второй зоны

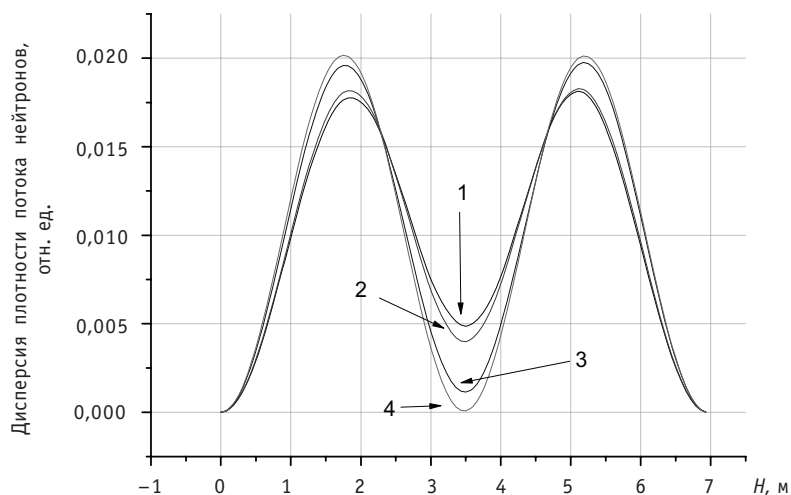


Рис. 5. Форма дисперсии плотности потока нейтронов при приближении реактора к порогу ксеноновых колебаний: 1 – мощность составляет 40% от мощности при которой начинаются ксеноновые колебания, 2 – 60%, 3 – 80%, 4 – 100%

Следовательно, размещение зон с пониженными размножающими свойствами в областях с максимальной дисперсией стабилизирует поле нейтронов.

Приведенные результаты исследований показывают, что возможность профилирования по высоте реактора загрузки топлива позволяет не только ставить задачи по оптимизации физических характеристик реактора, но и по-новому подойти к решению задач устойчивости поля энерговыделения.

Авторы выражают признательность А.М. Федосову за интерес к работе и предоставленные физические константы для расчетов.

Литература

1. Белл Д., Глестон С. Теория ядерных реакторов/Пер. с англ. под ред. В.Н. Артамкина. – М.: Атомиздат, 1974.
2. Емельянов И.Я., Гаврилов П.А., Селиверстов Б.Н. Управление и безопасность ядерных энергетических реакторов. – М.: Атомиздат, 1975.
3. Хитчкок А. Устойчивость ядерных реакторов/Пер. с англ. М.: Госатомиздат, 1963. 65 с.
4. Петров И.В., Шульман Ю.С., Рябов В.В. и др. Тепловыделяющая сборка канального ядерного реактора с профилированным топливом. Патент РФ от 10.11.2009 № 2372676. – бюл. № 31 «Изобретения и полезные модели».
5. Загребаев А.М., Насонова В.А. Вероятностные характеристики плотности потока нейтронов в ядерном реакторе при случайных возмущениях в свойствах среды//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – №4. – С.71-78.

Поступила в редакцию 25.02.2011

ОДНОГРУППОВЫЕ СЕЧЕНИЯ ДЕЛЕНИЯ ПЛУТОНИЯ И МЛАДШИХ АКТИНИДОВ В СПЕКТРАХ БЫСТРОГО РЕАКТОРА, ОХЛАЖДАЕМОГО СВИНЦОМ-208 И СВИНЦОМ- ВИСМУТОМ

Г.Л. Хорасанов, А.И. Блохин

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



На основе 28-групповой системы БНАБ рассчитаны одногрупповые сечения деления изотопов плутония и младших актинидов ($Np-237$, $Am-241$, -243 и $Cm-246$) в спектрах нейтронов быстрого реактора РБЕЦ-М со свинцово-висмутовым теплоносителем и теплоносителем из свинца-208. Показано, что средняя энергия нейтронов активной зоны реактора возрастает на 6.4%, а бокового экрана на 6.1% при замене свинцово-висмутового теплоносителя на теплоноситель из свинца-208. В результате ужесточения спектра нейтронов одногрупповые сечения деления плутония-240 возрастают на 6%, а америция-241 на 10%.

Ключевые слова: быстрый реактор, теплоноситель из свинца-208, одногрупповые сечения деления, плутоний, младшие актиниды.

Key words: fast reactor, coolant from lead-208, one-group fission cross sections, plutonium, minor actinides.

ВВЕДЕНИЕ

В 1999-м и в последующие годы авторы статьи предложили тяжелый жидкометаллический теплоноситель с новыми потребительскими свойствами для ядерно-энергетических установок с промежуточным и быстрым спектром нейтронов [1]. Этот теплоноситель базируется на свинце, обогащенном свинцом-208, который характеризуется низким поглощением нейтронов и слабым их замедлением. Эти уникальные свойства свинца-208 позволяют рассчитывать на минимизацию начальной загрузки ядерным топливом быстрого критического реактора [2], а также на ужесточение нейтронного спектра активной зоны (АЗ) и бокового экрана (БЭ) быстрого реактора (БР). В реакторе со свинцом-208 выигрыш в коэффициенте размножения нейтронов $K_{эфф}$ составляет около 2–3%, а ужесточение нейтронных спектров может достигать 5–6% по сравнению с использованием других тяжелых жидкометаллических теплоносителей, таких как природный свинец или эвтектика свинца и висмута.

В статье приводятся результаты расчетов одnogрупповых сечений деления ряда изотопов плутония, нептуния, америция и кюрия, усредненных по рассчитанным нейтронным спектрам быстрого реактора РБЕЦ-М с тепловой мощностью 900 МВт и разными теплоносителями (Pb-208 и Pb-Bi). Проект реактора РБЕЦ-М был разработан в 2000 г. в Курчатовском институте и в дальнейшем получил развитие в рамках международного сотрудничества [3]. Штатным теплоносителем этого реактора является эвтектика свинца-висмута, а предложение по замене свинцово-висмутового теплоносителя на теплоноситель из высокообогащенного свинца-208 сделано авторами настоящей статьи.

МЕТОД РАСЧЕТА

Решалась задача нахождения спектров нейтронов в АЗ и БЭ реактора РБЕЦ-М и по полученным спектрам рассчитывались средние энергии нейтронов и одnogрупповые сечения деления изотопов плутония и америция-241 в спектре АЗ реактора и долгоживущих изотопов младших актинидов (МА) в спектре БЭ реактора.

Спектры нейтронов рассчитывались по программе MCNP/4C [4] с использованием исходных данных авторов проекта РБЕЦ-М. При замене штатного теплоносителя на теплоноситель из свинца-208 все исходные данные, кроме топливной загрузки, оставались неизменными. Для выхода на критический режим ($K_{эфф} = 1.01$) обогащение плутонием в уран-плутониевом нитридном топливе было уменьшено со штатных 13,7 до 13,0%. Поправки на разные температуры теплоносителей на данном этапе расчетов не вносились.

По полученным нейтронным спектрам находились усредненные по спектрам одnogрупповые сечения деления выбранных изотопов, при этом нейтронные спектры и групповые сечения деления изотопов были представлены в формате 28-ми групповой системы БНАБ [5]. В дальнейшем предполагается провести аналогичные расчеты с использованием библиотеки файлов оцененных сечений деления из библиотеки ENDF/B-VII.0 и провести сравнение с представленными в статье результатами.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

Результаты выполненных расчетов приведены в табл.1, в которой представлены средние энергии нейтронов и одnogрупповые сечения деления основных топливных изотопов РБЕЦ-М: Pu-238, -239, -240, -241, -242 и Am-241. В качестве топлива рассматривается смесь моонитридов обедненного урана и энергетического плутония, полученного в результате регенерации топлива, выгруженного в реакторах ВВЭР и выдержанного после этого в течение ~20-ти лет. В таблице 2 при-

Таблица 1

Энергии нейтронов и одnogрупповые сечения деления Pu-238, -239, -240, -241, -242 и Am-241, усредненные по нейтронному спектру первой (А1) подзоны АЗ РБЕЦ-М, охлаждаемой свинцом-208 либо эвтектикой свинца и висмута (в барнах)

Реактор и теплоноситель	Энергия нейтронов, МэВ	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Am-241
РБЕЦ-М, Pb-208	0,4246	1,1223	1,7091	0,4101	2,3079	1,6371	0,2981
РБЕЦ-М, Pb-Bi	0,3992	1,0997	1,7030	0,3871	2,3122	1,6387	0,2716
Относит. изменение, %	+6,3627	+2,0551	+0,3582	+5,9416	-0,1860	-0,0010	+9,7570

Таблица 2

Состав плутония и младших актиноидов, загружаемых в реактор РБЕЦ-М, в ядерных %

Np-237	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Am-241
0,10	1,19	63,05	21,50	4,07	4,12	5,87

веден состав энергетического плутония вместе с продуктами его распада, который смешивается с ~86% обедненного урана для получения загружаемого в АЗ топлива.

Из таблицы 1 следует, что замена штатного свинцово-висмутового теплоносителя на теплоноситель из свинца-208 приводит к увеличению усредненной по спектру энергии нейтронов на 6,4%. При этом наиболее сильно меняются одногрупповые сечения деления Pu-240 на 5,94% и Am-241 на 9,76%, которые, практически, не делятся при энергиях нейтронов ниже 0,1 МэВ. С учетом веса этих изотопов в составе топлива и величины их одногрупповых сечений деления, делительные свойства плутоний-америциевого топлива в спектрах АЗ с теплоносителем из свинца-208 и свинца-висмута практически совпадают.

В таблице 3 приведены результаты расчетов средней энергии нейтронов и одногрупповых сечений делений долгоживущих изотопов МА, помещенных в небольшом количестве в боковой экран РБЕЦ-М.

Таблица 3

Энергии нейтронов и одногрупповые сечения деления Np-237, Am-241, -243 и Cm-246, усредненные по нейтронному спектру бокового экрана реактора РБЕЦ-М, охлаждаемого свинцом-208 либо эвтектикой свинца и висмута (в барнах)

Реактор и теплоноситель	Энергия нейтронов, МэВ	Np-237	Am-241	Am-243	Cm-246
РБЕЦ-М, Pb-208	0,2662	0,2201	0,1306	0,2411	0,1931
РБЕЦ-М, Pb-Bi	0,2509	0,2039	0,1181	0,2310	0,1775
Относительное изменение, %	+6,0980	+7,9451	+10,5843	+4,723	+8,7887

Как видно из табл. 3, средняя энергия нейтронов в боковом экране реактора РБЕЦ-М возрастает на 6,1% при замене свинцово-висмутового теплоносителя на теплоноситель из свинца-208. В предположении, что нейтронные спектры слабо меняются при внесении в БЭ малых количеств МА, рассчитаны одногрупповые сечения деления долгоживущих слабо делящихся изотопов Np-237, Am-241, -243 и Cm-246. Они возрастают от 4,7% (Am-243) до 10,6% (Am-241) в случае использования теплоносителя из свинца-208 вместо свинцово-висмутового.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

- На основе программы MCNP/4C рассчитаны нейтронные спектры активной зоны и бокового экрана быстрого реактора РБЕЦ-М, охлаждаемого теплоносителем из свинца-208. Исходные данные для расчета, практически, не изменены по сравнению с исходными данными для реактора, охлаждаемого его штатным свинцово-висмутовым теплоносителем, за исключением процентного содержания энер-

гетического плутония, которое было снижено со штатной величины 13,7 до 13,0% для выполнения условий критичности $K_{эфф} = 1,01$.

- На основании полученных нейтронных спектров рассчитаны средние энергии нейтронов в активной зоне и боковом экране реактора. Замена штатного свинцово-висмутового теплоносителя на теплоноситель из свинца-208 приводит к ужесточению нейтронных спектров в активной зоне – на 6,4%, в боковом экране – на 6,1%.

- Рассчитаны однокрупные сечения деления изотопов плутония и америция в спектре активной зоны реактора. Замена свинцово-висмутового теплоносителя на свинец-208 приводит к увеличению усредненных по спектру сечений деления слабо делящихся изотопов: Pu-240 на 5,9% и Am-241 на 9,8%.

- Рассчитаны однокрупные сечения деления долгоживущих слабо делящихся изотопов: Np-237, Am-241, -243 и Cm-246 в исходных спектрах бокового экрана. Они возрастают на 5–10% в случае использования теплоносителя из свинца-208 вместо свинцово-висмутового.

В целом, полученные в статье результаты в совокупности с другими, ранее опубликованными работами авторов по проблеме теплоносителя из свинца-208, можно резюмировать следующим образом.

Расплав свинца, обогащенного до 99,0% стабильным изотопом свинца-208, может рассматриваться как теплоноситель с новыми потребительскими свойствами для ядерно-энергетических установок (ЯЭУ). Он может иметь некоторые преимущества перед другими, ныне применяемыми или предлагаемыми теплоносителями: натрием, природным свинцом, эвтектикой свинца-висмута, ртутью и другими легкими и тяжелыми металлами.

Основное преимущество свинца-208 заключается в его способности мало поглощать нейтроны. На примере быстрого реактора РБЕЦ-М в работе [6] было показано, что однокрупные, усредненные по нейтронным спектрам подзон АЗ реактора, сечения радиационного захвата нейтронов теплоносителем могут быть снижены в четыре-семь раз при замене его штатного свинцово-висмутового теплоносителя на свинец-208.

Другим преимуществом свинца-208 является высокий порог потерь энергии при неупругих столкновениях нейтронов с ядром, $E_{порог} = 2,61$ МэВ, что позволяет на несколько процентов ужесточить спектр нейтронов в активной и периферийных зонах свинцовых быстрых реакторов.

Малое поглощение и слабое замедление нейтронов в таком теплоносителе позволяют получить выигрыш в эффективном коэффициенте размножения нейтронов $K_{эфф}$ критического реактора или подкритического blankets и тем самым минимизировать начальную загрузку реакторов ядерным топливом, сэкономять энергетический плутоний.

Ключевым вопросом возможности реализации указанных преимуществ свинца-208 в ЯЭУ является его цена на мировом рынке, которая ныне достаточно высока. Однако высокое содержание свинца-208 в природной смеси изотопов свинца (около 52%) и успехи техники разделения изотопов свинца, в том числе центробежного и лазерного фотохимического способов, позволяют полагать, что в недалеком будущем свинец-208 с обогащением до 99,0% можно будет получать в больших количествах, измеряемых сотнями тонн, по экономически приемлемой цене – \$200/кг [7, 8].

Литература

1. *Khorasanov G.L., Ivanov A.P., Blokhin A.I. and Shimkevich A.L.* Lead and tin targets for reducing polonium waste. In: 3rd Int. Conf. on Accelerator Driven Transmutation Technologies and Applications. June 7-11, 1999, Praha, Czech Republic, Published by ICARIS Ltd., p.46, Paper Tu-0-E8
2. *Khorasanov G.L., Korobeynikov V.V., Ivanov A.P., Blokhin A.I.* Minimization of an initial fast reactor uranium-plutonium load by using enriched lead-208 as a coolant//Nuclear Engineering and Design. – 2009. – V. 239. – № 9. – P. 1703-1707 (ISSN 0029-5493).
3. *Алексеев П.Н., Васильев А.В., Микитюк К.О., Субботин С.А., Фомиченко П.А., Щепетина Т.Д.* Оптимизация концептуальных решений для свинцово-висмутового быстрого реактора РБЕЦ-М //Атомная энергия. – 2004. – Т. 97. – Вып. 2. – С. 115-125; <http://www.iaea.org/NuclearPower/SMR/crpi25001/html/>.
4. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C. LA-13709-M, J.F. Briesmeister, Ed., Los Alamos National Laboratory, 2000.
5. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1. Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучения//Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы. – 1996. – Вып. 1. – С. 59-98 (ISSN 0207-3668).
6. *Хорасанов Г.Л., Блохин А.И.* Теплоноситель с малым поглощением нейтронов для быстрых реакторов и ускорительно-управляемых систем//Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерные константы. – 2010. – Вып. 1 (ISSN 0207-3668).
7. ISTC #2573 project: «Investigation of Processes of High – Performance Laser Separation of Lead Isotopes by Selective Photoreactions for Development of Environmentally Clean Perspective Power Reactor Facilities». Project Manager A. M. Yudin (Saint-Petersburg, Efremov Institute, NIIIEFA), Project Submanagers G.L. Khorasanov (Obninsk, Leypunsky Institute, IPPE) and P.A. Bokhan (Novosibirsk, Institute for Semiconductor Physics, ISP), 2004-2005.
8. *Бортнянский А.Л., Демидов В.Л., Мотовилов С.А., Подтыкан Ф.П., Савченко Ю.И., Усанов В.А., Юдин А.М., Яценко Б.П.* Экспериментальный лазерный комплекс для разделения изотопов свинца посредством селективных фотохимических реакций//В Сборнике докладов X Международной научной конференции «Физико-химические процессы при селекции атомов и молекул» (3-7 октября 2005 г., г. Звенигород, Россия). – М.: ЦНИИАтоминформ, 2005. – С. 76-82 (ISBN 5-85389-122-7).

Поступила в редакцию 19.09.2011

КОСМИЧЕСКАЯ ЯЭУ НА ОСНОВЕ РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ SAFE С НИЗКОТЕМПЕРАТУРНЫМИ ТЕРМОЭМИССИОННЫМИ ПРЕОБРАЗОВАТЕЛЯМИ

В.И. Ярыгин, Г.Э. Лазаренко, М.К. Овчаренко, А.П. Пышко, Д.Г. Лазаренко

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



Рассматривается возможность использования низкотемпературных термоэмиссионных преобразователей (ТЭП) с температурой эмиттеров $T_E \leq 1700$ К в составе космической ЯЭУ на основе быстрого реактора типа SAFE (Safe Affordable Fission Engine) с тепловой мощностью 300 кВт, предназначенной для долгоресурсной работы в составе лунной базы. Приведены результаты системной оптимизации некоторых узлов и оборудования ЯЭУ, расчетные оценки массогабаритных характеристик ЯЭУ и уточнен сценарий жизненного цикла установки.

Ключевые слова: низкотемпературная термоэмиссия, реактор на быстрых нейтронах, тепловая труба, ЯЭУ космического назначения.

Key words: low-temperature thermionics, fast reactor, heat pipe, space NPS.

Ядерная энергетическая установка SAFE-300-ТЭП предназначена для эксплуатации в составе лунной базы в качестве основного источника энергоснабжения. Ее основной отличительной особенностью является использование реактора на быстрых нейтронах типа SAFE-300 [1,2,3] в сочетании с теплотрубной (ТТ) системой теплоотвода из активной зоны и низкотемпературным термоэмиссионным преобразователем (ТЭП), размещенным в зоне конденсации ТТ. Концепция ЯЭУ SAFE-300-ТЭП изложена в [4].

В статье приведены результаты работы по развитию концепции SAFE-300-ТЭП с целью улучшения характеристик и описания сценария лунной миссии спускаемого космического аппарата с такой ЯЭУ.

ТРЕБОВАНИЯ К КОСМИЧЕСКОЙ ЯЭУ

Установка SAFE-300-ТЭП в составе лунной базы так же, как и в случае использования других систем преобразования энергии, должна удовлетворять исходным данным, представленным в табл. 1 [4], составленной по рекомендациям [5, 6]. Дополнительным требованием является совместимость с универсальным транспортным средством, обеспечивающим перемещение ЯЭУ на рабочую позицию, и

Таблица 1

Исходные данные для разработки ЯЭУ SAFE-300-ТЭП [4]

Параметр	Величина
Удаленность ЯЭУ от технологических и обитаемых модулей лунной базы, м	Порядка 100
Требования по захоронению ЯЭУ после завершения эксплуатации	Специальных нет, можно оставить на месте работы
Ресурс, лет	Не менее 5
Электрическая мощность, поставляемая потребителю, кВт	До 30
Масса ЯЭУ и ее коммуникаций, кг	До 2000
Габариты, м	Диаметр менее 4,5; длина менее 12
Допускаемая мощность поглощенной дозы γ -радиации на расстоянии ~ 100 м, крад/год	20 (для роботизированной миссии)
Допускаемая плотность нейтронного потока (n/cm^2) на расстоянии ~ 100 м, $n/cm^2 \cdot год$	$2 \cdot 10^{12}$ (для роботизированной миссии)
Биологическая доза за двухнедельное пребывание на базе, сЗв	10

возможность использования лунного реголита для формирования общей и локальной защит от ионизирующего излучения реактора.

ПРОЕКТНЫЕ РЕШЕНИЯ

Проектные решения текущего этапа исследований являются логическим развитием концепции [4], созданной с учетом предложений, обсуждаемых в работах американских специалистов [1], совместных и других публикациях российских специалистов [2, 3, 7–12]. Физико-технические основы процесса низкотемпературного термоэмиссионного преобразования энергии, позволяющего создать ТЭП с электрическим к.п.д. порядка 15–17%, изложены в работах [13,14].

Основные направления развития концепции направлены на увеличение и максимальное использование местных материалов для обеспечения радиационной защиты лунной базы. Для увеличения гибкости энергетического комплекса предлагается придать самоходному шасси функции универсального транспортного средства, а все радиационно-чувствительные элементы ЯЭУ, такие как блок управления, вынести за защитный вал лунного реголита, который защитит их от излучения реактора.

Универсальное транспортное средство несет на себе два отделяемых блока ЯЭУ – реакторный блок и блок управления с резервным аккумулятором и преобразователем типа *DC-AC*, соединенных между собой силовым кабелем и кабелем телеметрии. Задача универсального транспортного средства – установка реакторного блока внутри искусственного кратера на поверхности Луны, обеспечение электроэнергией от собственных аккумуляторов операций по развертыванию ЯЭУ, размотка кабеля и доставка блока управления в радиационно безопасную зону вне кратера размещения ЯЭУ, где к нему дистанционно подключаются потребители лунной базы. Кроме того, при помощи универсального транспортного средства осуществляется обваловка кратера, а также энергообеспечение ЯЭУ на этапе вывода ее на энергетический режим (путем использования аккумуляторов транспортного средства). В дальнейшем универсальное транспортное средство используется для транспортных и разведывательных операций с периодической подзарядкой аккумуляторов от блока управления ЯЭУ.

Задача максимального использования местных материалов для организации защиты от ионизирующих излучений радиационно-чувствительных элементов и обеспечения приемлемых дозовых нагрузок в районе лунной базы решена размещением ЯЭУ в специально созданном и спрофилированном кратере с полным отказом от специальных локальных и общей защит. Для обеспечения приемлемых условий работы приводы органов регулирования вынесены на штангах со складывающимися тягами приводов на расстояние около 4 м от активной зоны и заглублены в лунный реголит на глубину около 1 м.

КОНСТРУКЦИЯ ЯЭУ

Внешний вид ЯЭУ SAFE-300-ТЭП представлен на рис. 1. ЯЭУ содержит реакторный блок с теплотрубной системой охлаждения, передающей тепло к низкотемпературным термоэмиссионным преобразователям, от которых непреобразованное тепло отводится среднетемпературными тепловыми трубами к конусообразному радиатору-излучателю, размещенному на верхней крышке реактора. В центральной части радиатора-излучателя возможно размещение балластного электронагревателя с излучателем, подключаемого к клеммам реактора-преобразователя в режиме холостого хода или для обеспечения пониженного потребления электроэнергии потребителями. Реакторный блок опирается на опорное кольцо, служащее основанием ЯЭУ SAFE-300-ТЭП.



Рис. 1. Внешний вид (а) и схема размещения (б) ЯЭУ SAFE-300-ТЭП на универсальном транспортном средстве: 1 – реактор; 2 – холодильник-излучатель; 3 – балластный излучатель; 4 – ТЭП; 5 – опорное кольцо со стойками; 6 – силовой кабель и жгут телеметрии; 7 – приводы органов регулирования; 8 – штанги тяг приводов

В отличие от ранее представленной концепции [4] приводы органов регулирования размещены на самораскладывающихся штангах, снабжены винтовыми ножами на внешней поверхности и управляемой муфтой, что обеспечивает после раскладывания режим забуривания в лунный реголит с питанием от аккумуляторов универсального транспортного средства. После заглубления приводов муфта переключает приводы на основной режим – управление положением органов регулирования (поворотных цилиндров) относительно активной зоны. Предлагаемое проектное решение позволяет отказаться от использования локальной защиты от ионизирующего излучения радиационно-чувствительных элементов-обмоток электродвигателей.

В соответствии с [3], реакторный блок SAFE-300 состоит из 289 стержневых ТВЭЛ и 101 Mo-Li тепловых труб. Внешний диаметр стержневых твэлов и тепловых труб составляет 1,27 см. Внутренний диаметр стержневого твэла – 1,1 см. Поперечный размер шестигранной активной зоны (АЗ) реактора – 25,46 см, ее высота – 42 см. Обогащение по урану-235 составляет 97%.

На рисунке 2 приведены схемы поперечного и продольного сечений реакторного блока SAFE-300, в табл. 2 – его основные характеристики [3]. Реакторный

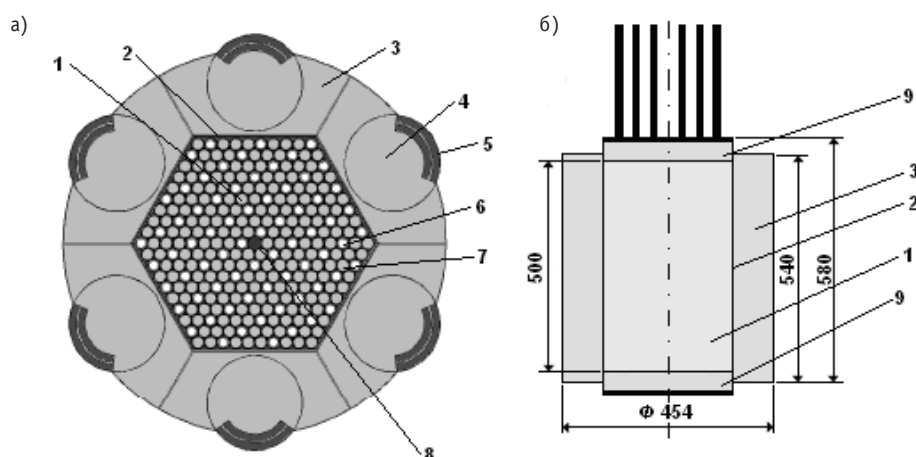


Рис. 2. Схемы поперечного сечения в рабочем состоянии с максимальным $k_{эфф}$ (а) и продольного сечения (б) реакторного блока SAFE-300 [3]: 1 – активная зона реактора; 2 – корпус активной зоны; 3 – боковой отражатель; 4 – рабочие органы СУЗ поворотного типа; 5 – поглощающая вставка из B_4C (80% V^{10}); 6 – ТВЭЛ; 7 – Mo-Li тепловая труба; 8 – стержень ядерной безопасности

блок SAFE-300 с боковым отражателем из оксида бериллия без органов регулирования (ОР) имеет $k_{эфф} = 1,0266$. При введении в боковой отражатель шести ОР поворотного типа с поглощающей вставкой из карбида бора 80%-ного обогащения по V^{10} $k_{эфф}$ уменьшается на $\sim 2,6\%$ $k_{эфф}$.

Активная зона окружена отражателем с размещенными в его толще органами регулирования реактивности барабанного типа и закрыта по торцам легкой защитой. В верхней части реактора сквозь защиту пропущены Mo-Li ТТ, в зонах конденсации которых размещены эмиттеры ТЭП. Коллекторы охлаждаются при температуре 830 К среднетемпературными трубами Перкинса, ориентированными под углом 15° к горизонту. На верхней образующей труб Перкинса расположены излучающие панели трапецеидальной формы, выполняющие также функции противометеоритной защиты. Излучающие панели формируют излучатель в форме усеченного конуса для сброса необработанного тепла. Диаметр большего основания конуса излучателя – 4,3 м, что позволяет разместить ЯЭУ под обтекателем ракетносителя тяжелого класса «Delta IV Heavy». В центре излучателя расположен балластный излучатель, являющийся омической нагрузкой ТЭП при снижении электрической мощности потребителя. Результаты оценки масс узлов комплекса SAFE-300-ТЭП с транспортным средством приведены в табл. 3. Полная масса комплекса составляет 1312 кг.

РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА

Конфигурация радиационной защиты определялась исходя из ограничений по радиационному воздействию на оборудование и персонал лунной базы (табл. 2).

Незащищенный реактор SAFE-300-ТЭП, расположенный на плоской поверхности Луны и работающий на тепловой мощности 300 кВт, создает на расстоянии 100 м следующую радиационную обстановку: флюенс нейтронов (эквивалент, равный 1 МэВ) – $2 \cdot 10^{14}$ н/(см²·год), поглощенная доза фотонов – 150 крад/год. Биологическая доза на этом расстоянии равна $3,9 \cdot 10^4$ Зв/год. Вклад в нее нейтронов и фотонов составляет $3,74 \cdot 10^4$ и $1,64 \cdot 10^3$ Зв/год соответственно. Следовательно, должны быть приняты меры для снижения потоков ионизирующих излучений от реактора.

Таблица 2

Основные характеристики реакторного блока SAFE-300

Параметр	Величина
Активная зона содержит	
- твэлы, шт.	289
- тепловые трубы, шт.	101
- стержень ядерной безопасности, шт.	1
Размер «под ключ» активной зоны, см	25,46
Высота активной зоны, см	42,0
Корпус активной зоны	
- толщина, мм	2,0
- высота, см	50,0
- материал	Mo
Боковой отражатель	
- наружный диаметр, см	48,0
- высота, см	45,0
- материал	BeO
Торцевые отражатели (нижний и верхний)	
- высота, см	4,0
- материал	BeO
Характерные размеры твэла	
- наружный диаметр чехла, мм	12,69
- длина чехла, см	50,0
- толщина чехла, мм	0,76
- материал	Mo
Топливо	
- материал	UO ₂
- обогащение по U ²³⁵ , %	97,0
- загрузка активной зоны, кг	117,25
Стержень ядерной безопасности	
- поглощающий материал	B ₄ C (80% B ¹⁰)
- диаметр по чехлу из Mo, мм	24,0
- диаметр B ₄ C, мм	23,0
Тепловые трубы	
- материал	Mo
- толщина, мм	0,76
- полная длина, см	100,0
Мощность тепловая, кВт	300
Мощность электрическая, кВт	30
Параметры тока на клеммах:	
- вид тока	Постоянный
- напряжение, В	120
- сила тока, А	250

Таблица 3

Массовая сводка ЯЭУ SAFE-300-ТЭП

Оборудование	Масса, кг
Реакторный блок	394,0
Система обеспечения теплового режима	156,0
ТЭП	42,0
Блок управления ЯЭУ	200,0
Универсальное транспортное средство	520,0

Защита лунной базы обеспечивается посредством размещения ЯЭУ в искусственном кратере, созданном при столкновении разгонного модуля космического аппарата с поверхностью Луны (рис. 3). Предполагается, что на кромке кратера, противоположной направлению прилета разгонного модуля, при столкновении с лунным реголитом образуется вал высотой не менее 2 м, обеспечивающий теневую защиту лунной базы (рис.3б). Он необходим для снижения вклада в радиационную обстановку излучения, рассеянного на кромках и видимой с лунной базы части поверхности кратера.

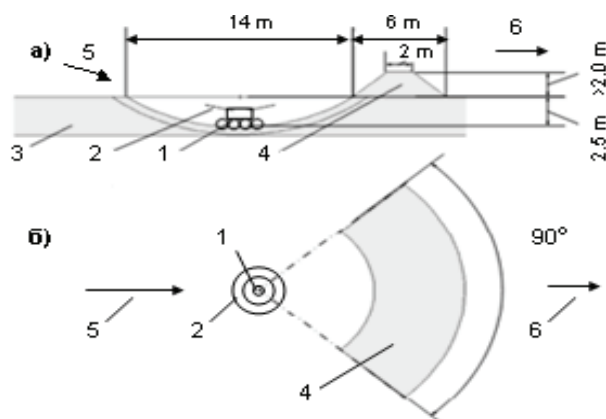


Рис. 3. Габариты радиационной защиты из лунного реголита: а) сечение, профиль; б) вид сверху: 1 – SAFE-300-ТЭП; 2 – радиатор; 3 – поверхность Луны; 4 – вал в окрестности кратера; 5 – траектория полета разгонного модуля; 6 – направление на лунную базу

Расчеты переноса нейтронного и гамма-излучений выполнялись по кодам MCNP [15] с использованием библиотеки констант ENDF/B-VI [16] и РАПИД [17] с групповыми константами БНАБ [18].

Конфигурация защиты, приведенная на рис. 3, обеспечивает допустимые уровни излучений на оборудовании лунной базы и биологическую дозу при двухнедельном пребывании персонала на лунной базе, расположенной в 100 м от реакторного блока. Расчетные оценки ожидаемых технических характеристик установки SAFE-300-ТЭП для лунной базы приведены в табл. 4.

Таблица 4

Радиационная обстановка вокруг ЯЭУ SAFE-300-ТЭП

Характеристика	Величина
Радиационный фактор на расстоянии 100 м от реактора за пять лет:	
- флюенс нейтронов, н/см ²	1·10 ¹¹
- поглощенная доза фотонов, рад	10
Доза за посадку или взлет	
- при остановленном реакторе, мкЗв	20
- при работающем реакторе, сЗв	1,5
Доза при двухнедельной миссии, сЗв	10

ОСНОВНЫЕ ЭТАПЫ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА УСТАНОВКИ SAFE-300-ТЭП

Для моделирования сценария транспортировки установки SAFE-300-ТЭП на Луну, ее перемещения и размещения на лунной поверхности были использованы данные лунных миссий «Apollo».

Для установки SAFE-300-ТЭП предполагается осуществить сценарий, в котором роботизированная миссия по доставке установки на поверхность Луны в районе Южного полюса будет включать в себя следующие этапы.

- Монтаж ЯЭУ SAFE-300- ТЭП на универсальном транспортном средстве.
- Вывод 3-модульного комплекса (SAFE-300-ТЭП + посадочный модуль + разгонный модуль) ракетным носителем тяжелого класса типа «Delta IV Heavy» на низкую радиационно безопасную околоземную орбиту.
- Сброс обтекателя ракетного носителя и перевод комплекса на траекторию полета к Луне включением двигательной установки разгонного модуля. Коррекция траектории для выхода на промежуточную высокоширотную окололунную орбиту.
- Перевод комплекса на полярную окололунную орбиту включением двигательной установки разгонного модуля.
- Выбор площадки для размещения SAFE-300-ТЭП.
- Отделение разгонного модуля и его сброс на площадку, выбранную для размещения SAFE-300-ТЭП. Формирование на площадке заготовки искусственного кратера для последующего радиационно безопасного размещения в нем SAFE-300-ТЭП. Установка пассивных посадочных маяков.
- Доставка SAFE-300-ТЭП посадочным модулем на поверхность Луны вблизи падения разгонного модуля (рис. 4а). После посадки и осмотра местности с посадочного модуля выполняется его перелет с SAFE-300-ТЭП в кольцевую зону с центром в точке падения разгонного модуля с внутренним и внешним радиусами ~80 и ~120 м соответственно.
- Разворачивание аппарели, освобождение фиксаторов и съезд универсального транспортного средства с SAFE-300-ТЭП с посадочного модуля (рис. 4б). Источник питания – аккумуляторы универсального транспортного средства.
- Перемещение ЯЭУ SAFE-300-ТЭП в кратер от падения разгонного модуля (рис. 4в). При перемещении разматываются силовой кабель и кабель телеметрии.
- Расчистка площадки для ЯЭУ SAFE-300-ТЭП при помощи отвала универсального транспортного средства.
- Развертывание штанг с приводами ОР. Заглубление приводов в реголит.

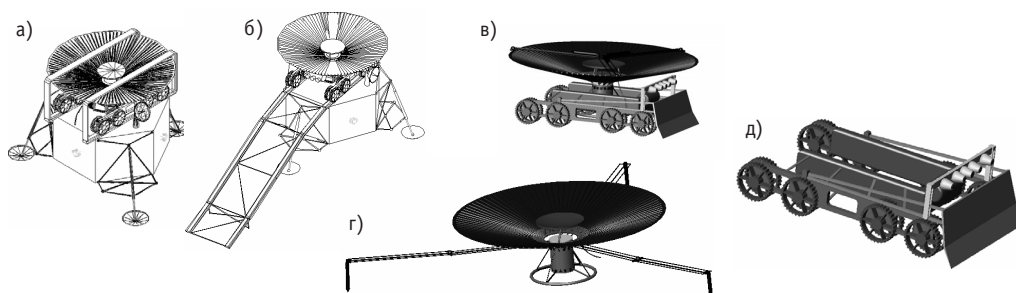


Рис. 4. Этапы установки SAFE-300-ТЭП на поверхности Луны: а) посадочный модуль на Луне; б) развертывание аппарели, сход универсального транспортного средства с ЯЭУ SAFE-300-ТЭП с посадочного модуля; в) перемещение установки в радиационное укрытие; г) установка ЯЭУ SAFE-300-ТЭП на поверхность Луны в кратере; д) обваловка кратера

- Отстыковка ЯЭУ SAFE-300-ТЭП от универсального транспортного средства (рис. 4г) и вывод его за пределы кратера с раскладкой силового кабеля и кабеля телеметрии.
- Отстыковка блока автоматического управления ЯЭУ SAFE-300-ТЭП от универсального транспортного средства.
- Обваловка кратера при помощи отвала универсального транспортного средства (рис. 4д).
- Проведение предпусковых процедур, пуск реактора и вывод SAFE-300-ТЭП на номинальный уровень электрической мощности. Отбор мощности потребителями осуществляется на разъемах, размещенных на блоке автоматического управления ЯЭУ SAFE-300- ТЭП.
- По исчерпанию рабочего ресурса реактор SAFE-300-ТЭП переводится в глубоко подкритическое состояние без оборудования специального хранилища. Альтернатива – удаление с Луны посадочным модулем. Погрузка реактора на посадочный модуль осуществляется универсальным транспортным средством.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рассмотренные проектные решения намечают основные направления создания ЯЭУ прямого преобразования энергии SAFE-300-ТЭП с выходной электрической мощностью ~30 кВт для энергообеспечения лунной базы. Выполненная конструкторская работа опирается на зарубежный экспериментальный опыт по созданию Mo-Li тепловых труб в диапазоне возможного изменения температуры зоны конденсации 1400 – 1500 К, теплового макета модуля реакторного блока типа SAFE и собственно макета установки SAFE-300, сценарий лунных миссий «Apollo», а также отечественный опыт в области низкотемпературных термоэмиссионных преобразователей и концептуальных исследований низкотемпературных ЯЭУ, что положительно характеризует возможность перехода работ в данной области к стадиям НИОКР и ОКР.

Литература

1. *Poston D. I.* The Heatpipe-Operated Mars Exploration Reactor (HOMER)/Proceedings of the STAIF-2001 (Albuquerque, New Mexico, USA, 2001). – P. 797.
2. *Adams B. T., Houts M. G., Poston D. I. et al.* The Feasibility of Near-Term Low-Cost Space Nuclear Power/Proceedings of the STAIF-1999 (Albuquerque, New Mexico, USA, 1999). – P. 1189.
3. *Забудько А.Н., Ярыгин В.И., Овчаренко М.К. и др.* Концептуальная разработка космической ядерной энергетической установки с реактором типа SAFE-300 и термоэлектрическими преобразователями энергии/Тр. Международного конгресса по усовершенствованным ядерным энергетическим установкам (ICAPP03), Кордоба, Испания, 2003. – С. 314
4. *Зродников А.В., Ярыгин В.И., Лазаренко Г.Э. и др.* Низкотемпературная термоэмиссия в космических ядерных энергетических установках с быстрым реактором типа SAFE/Тр. Международного конгресса по усовершенствованным ядерным энергетическим установкам (ICAPP07), Сан-Диего, Калифорния, США, 2007. – С. 89.
5. *Ярыгин В.И.* Термоэлектричество и термоэмиссия в космических ядерных энергетических установках прямого преобразования. Современное состояние и перспективы/Тр. Международной конференции «Космическая ядерная конференция 2005» (Сан-Диего, Калифорния, США, 2005). Докл. №1117.
6. *Mendell W. W.* Lunar Bases and Space Activities of the 21st Century. – Houston, USA: The Lunar and Planetary Institute, 1986. – 304 p.
7. *Ярыгин В. И., Сидельников В.Н., Миронов В.С.* Выбор вида преобразования энергии для инициативы НАСА по космическим ядерным энергетическим системам – недооцененные возможности термоэмиссии/Тр. II Международной конференции по инженерным проблемам преобразования энергии (2nd IECSEC2004), Альбукерк, Нью-Мехико, США, 2004. Докл. № AIAA-2004-5586.

8. *Neal C., Shearer C., Taylor J. et al.* Space Resources Investigation by LEAG (Lunar Exploration Analysis Group)/Proceedings of Conference on Lunar Exploration, League City, Texas, USA, 2005. – P. 1211-1234
9. *Ярыгин В.И., Ионкин В.И., Купцов Г.А. и др.* Космические термоэмиссионные ЯЭУ нового поколения с вынесенными из активной зоны реактора электрогенерирующими системами/Тр. Международной конференции по энергодвигательным технологиям, Хантсвилл, Алабама, США, 2000. Докл. №AIAA-2000-5358.
10. *Овчаренко М.К., Забудько А.Н., Лазаренко Г.Э. и др.* Концепция долгоресурсной ЯЭУ «Эльбрус-400/200» с эффективными низкотемпературными термоэмиссионными преобразователями, вынесенными из активной зоны/Тр. Международной конференции «Космическая ядерная энергетика 2005», Сан-Диего, Калифорния, США, 2005. Докл. №1118.
11. *Зродников А.В., Забудько А.Н., Дубинин А.А. и др.* Взгляд на космическую ядерную энергетику: 50 лет назад, 50 лет вперед/Тр. Международной конференции «Космическая ядерная энергетика 2005», Сан-Диего, Калифорния, США, 2005. Докл. №1116.
12. *Briesmeister J.* MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B// LA-12625-M, 1997.
13. *Ярыгин Д.В., Миронов В.С., Соловьев Н.П. и др.* Термоэмиссионный преобразователь с высокими выходными электрическими характеристиками на основе металл-кислородной структуры на коллекторе//Атомная энергия. – 2000. – Т. 89. – Вып. 1. – С. 39-48.
14. *Ярыгин В.И., Сидельников В.Н., Касиков И. И. и др.* Экспериментальное изучение возможности образования конденсата возбужденных состояний вещества (ридберговской материи)// Письма в ЖЭТФ. – 2003. – Т. 77. – Вып. 6. – С. 330 – 334.
15. *Rose P. F.* ENDF-201, ENDF/B-VI Summary Documentation // Brookhaven National Laboratory, 1991, BNL-NCS-17541
16. *Pyshko A.P., Dubinin A.A., Levchenko V.M. et al.* New Capabilities of RAPID-Code for Calculation of Reactor Radiation Functionals on the Spacecraft Subsystems/Proceedings of the RP&S Topical Meeting, Falmouth, Massachusetts, USA, 1996. – P. 241.
17. *Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н. и др.* Групповые константы для расчета реакторов и защиты. – М.: Энергоиздат, 1981. – 276 с.
18. *Cowing K.* A Closer Look at NASA's New Exploration Architecture // SpaceRef.com, October 9, 2005, <http://www.spaceref.com/news/viewnews.html?id=1069>

Поступила в редакцию 15.09.2011

СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ КИСЛОРОДА И ВОДОРОДА В ГАЗОВЫХ КОНТУРАХ И КОНТАЙМЕНТАХ АЭС

П.Н. Мартынов, М.Е. Чернов, А.Н. Стороженко, В.М. Шелеметьев, Р.П. Садовничий

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

Р

Для повышения надежности и безопасности работы моноблочных реакторов и установок с теплоносителем Pb-Bi и Pb требуется разработка и совершенствование систем, способных диагностировать состояние теплоносителя и выявлять на ранних этапах возможность возникновения аварийных ситуаций. Основными контролируруемыми параметрами являются активность кислорода в теплоносителе и концентрация кислорода и водорода в газовой фазе контура. Наиболее перспективными устройствами, с помощью которых можно контролировать эти параметры, являются твердоэлектродные датчики из оксидной керамики, позволяющие производить измерения в непрерывном режиме в условиях повышенных температур, давлений, скоростей окружающей среды и термоударов.

Ключевые слова: керамический чувствительный элемент, термодинамическая активность кислорода, свинец, свинец-висмут, теплоноситель, датчик активности кислорода.

Key words: ceramic sensitive element, thermal dynamic activity of oxygen, lead, lead-bismuth, coolant, oxygen activity sensor.

Первые датчики появились в середине 60-х гг., когда начинались работы в области технологии жидкометаллического теплоносителя (в основном, щелочного на основе натрия и несколько позднее эвтектики свинец-висмут). Технические характеристики разработанных ранее датчиков не отвечают современным требованиям по условиям работы, надежности, ресурсу работы, температурному диапазону, стойкости к термоударам и другим параметрам.

На базе большого опыта ГНЦ РФ-ФЭИ по созданию различных устройств контроля для атомной энергетики [1, 2] в настоящее время активно ведутся разработки датчиков на твердых электролитах для контроля

- кислорода в расплавах на основе свинца, свинца-висмута;
- водорода и кислорода в расплавах на основе натрия, калия;
- водорода и кислорода в газовых контурах и производственных помещениях АЭС [3].

Разработанные датчики получили условное название «капсульные» по характерной форме керамического чувствительного элемента.

Основным устройством в датчиках для контроля активности кислорода и водорода является керамический чувствительный элемент (КЧЭ) на основе твердых электролитов из окисной керамики, обладающий способностью работать длительное время в условиях повышенных температур и термоударов в расплавах металлов, обладающий стабильностью проводящих и механических свойств, термостойкостью, низкой газопроницаемостью (рис.1).

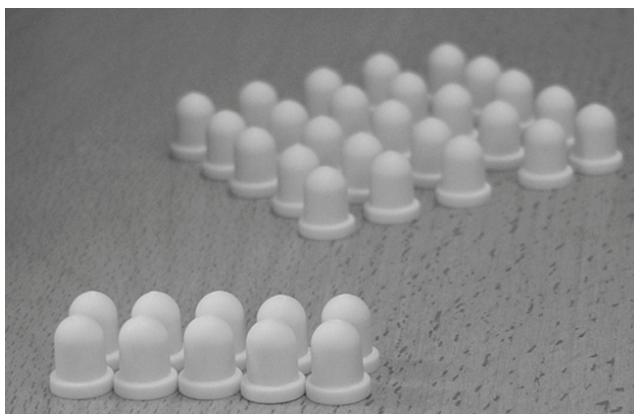


Рис. 1. Керамические чувствительные элементы «капсульного» типа

В результате проведенных НИР и ОКР разработаны оптимальные химический и фазовый составы для придания КЧЭ вышеперечисленных свойств [3, 4]. Сделано расчетно-экспериментальное обоснование геометрической формы керамического чувствительного элемента датчика с точки зрения наилучшей прочности, термостойкости, гидродинамики в потоке расплава.

ДАТЧИКИ КОНТРОЛЯ АКТИВНОСТИ КИСЛОРОДА В МЕТАЛЛИЧЕСКИХ РАСПЛАВАХ

На основании данных КЧЭ разработаны и изготовлены датчики активности кислорода в жидкометаллическом теплоносителе (рис. 2), утвержден тип датчика как средства измерения и внесен в Государственный реестр средств измерений, проведена метрологическая аттестация датчиков ТДА кислорода. Разработанные дат-



Рис. 2. Датчики активности кислорода

Таблица 1

Технические характеристики датчика активности кислорода

Диапазон измерения активности кислорода	от 10^{-6} до 1
Давление исследуемой среды, МПа, не более	5
Верхний предел температуры анализируемой среды, °С	до 700
Пределы допускаемого относительного отклонения от номинальной статической характеристики (НСХ), %	± 10
Время выхода на рабочий режим при первичной установке датчика в исследуемую среду, ч, не более	10
Скорость изменения температуры, °С/с	до 100
Рабочая среда	Pb, Pb-Bi
Ресурс работы, часы	до 10000

чики сертифицированы Госстандартом России (сертификат RU.C.31.002 А №15464), зарегистрированы в Государственном реестре средств измерений (№25282-03) и допущены к применению в Российской Федерации.

Для моноблочной баковой компоновки разработан и испытан датчик длиной до 8 м, в соответствии с контрактом с МНТЦ (№3687Р) осуществлена поставка в Италию на стенд CIRCE (рис. 3).

На сегодняшний день разработанные датчики кислорода капсульного типа используются в десятках экспериментов в установках как баковой компоновки, частично или полностью воссоздающих условия моноблочных РУ, так и в циркуляционных стендах [5] в различных подразделениях ГНЦ РФ-ФЭИ (рис. 4) и других организациях: ФГУП НИКИЭТ (г. Москва), ЦНИИКМ «Прометей» (г. С.-Петербург). Ресурс работы составляет около 50 000 часов.

В настоящее время в стадии разработки находится новая конструкция датчика (рис. 5), отличающаяся повышенной надежностью и точностью показаний. Датчик состоит из трех независимых чувствительных элементов, различающихся между



Рис. 3. Датчик длиной 6 м

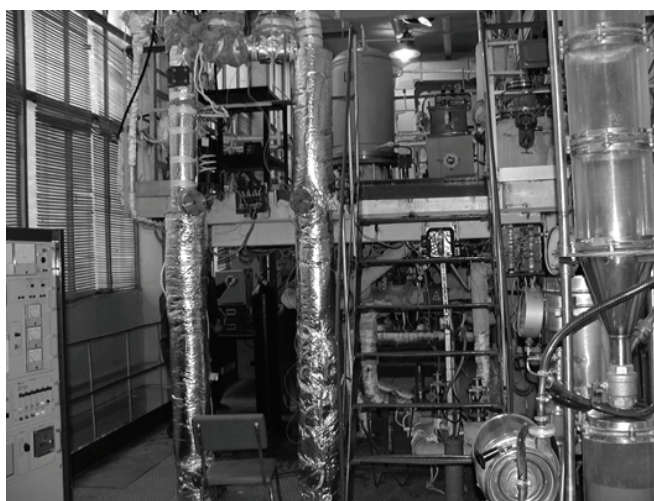


Рис. 4. Испытания датчика длиной 6 м на стенде ГНЦ РФ-ФЭИ



Рис. 5. Макетный образец датчика с тремя КЧЭ

собой методами измерения активности и термомпары, расположенных в общем корпусе. Разрабатываемый датчик будет служить средством измерения активности кислорода в Pb-Bi и Pb в моноблочных РУ.

ДАТЧИКИ КОНТРОЛЯ ПАРЦИАЛЬНОГО ДАВЛЕНИЯ КИСЛОРОДА И ВОДОРОДА В ЗАЩИТНОМ ГАЗЕ ЯЭУ

Принцип измерения и реализованные на его основе конструкции позволили существенно расширить область применения в сфере ЯЭУ, а именно, разработать датчики контроля кислорода, водорода в защитном газе РУ с жидкометаллическим теплоносителем, в частности, свинец, свинец-висмут, натрий.

Датчики измеряют концентрацию кислорода, водорода в защитном газе над поверхностью жидкометаллического теплоносителя, параметры которого пропорциональны активности кислорода в сплаве. Таким образом, датчики газовой фазы контура обеспечивают дополнительный контроль значений термодинамической активности кислорода контура и своевременное принятие мер к поддержанию этой величины в необходимом диапазоне с целью недопущения шлакообразования и выкристаллизации оксидных фаз в «холодных» частях контура и сохранения защитных оксидных покрытий на внутренних поверхностях конструкционных материалов на «горячих» участках.

Также датчики позволяют выявить на ранней стадии различные утечки (натечки) водорода (кислорода), связанные как с течами парогенератора, так и с разгерметизацией контура. Это особенно актуально, так как в настоящее время активно ведется разработка систем для контроля водорода в помещениях АЭС. Системы, разрабатываемые в ГНЦ РФ-ФЭИ, основанные на вышеописанных датчиках, способны контролировать метан и другие водородосодержащие газы в атмосфере производственных и бытовых помещений.

Таблица 2

Технические характеристики датчика контроля защитного газа ЯЭУ

Диапазон измерения парциального давления кислорода (водорода), % об	от 0 до 100
Давление исследуемой среды, МПа, не более	5
Верхний предел температуры анализируемой среды, °С	до 700
Предел допускаемого относительного отклонения от номинальной статической характеристики (НСХ), %	±10
Время выхода на рабочий режим при первичной установке датчика в исследуемую среду, ч, не более	10
Габаритные размеры датчика	
длина, мм, не более	500
масса, г, не более	400

ДАТЧИКИ КОНТРОЛЯ ПРИМЕСЕЙ КИСЛОРОДА И ВОДОРОДА В НАТРИЕВОМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ И ПАРОГАЗОВОЙ ФАЗЕ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Для повышения надежности и безопасности работы реакторов на быстрых нейтронах ведется разработка и совершенствование системы, способной вести высокоточный и непрерывный контроль примесей кислорода и водорода в натриевом теплоносителе и парогазовой фазе реакторов на быстрых нейтронах.

Наиболее эффективным решением этой проблемы, с точки зрения практического внедрения, является создание прибора на принципе сочетания датчика кислорода и селективной (по водороду) мембраны, органически связанных между собой газообразным окислом контролируемой примеси, в данном случае – это пары воды (рис. 6).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработанные датчики являются либо уникальными, не имеющими аналогов в России и мире, например, датчик контроля защитного газа ЯЭУ, либо значительно опережают существующие аналоги по эксплуатационным характеристикам. В частности, позволя-



Рис. 6. Датчик контроля водорода в натриевом теплоносителе

Таблица 3

Технические характеристики датчика контроля водорода в натриевом теплоносителе и парогазовой фазе реакторов на быстрых нейтронах

Диапазон измерения парциального давления водорода, ррт	от 0,01 до насыщения
Допустимое давление, МПа, не более	0,7
Диапазон допустимых температур, °С	300 - 600
Инерционность, с, не более	15

ют сохранять длительную работоспособность в экстремальных условиях повышенных температур, давлений, влажности и т.д., не уступают конкурентам, а порой опережают их по чувствительности и скорости реакции.

Разработанные приборы доступны по цене, работоспособны в условиях российских предприятий, не требуют больших затрат на обслуживание, интегрируемы в автоматические системы управления технологических процессов и систем безопасности.

Литература

1. Субботин В.И., Ивановский М.Н., Арнольдов М.Н. Физико-химические основы применения жидкометаллических теплоносителей – М.: Атомиздат, 1970.
2. Шматко Б.А., Шимкевич А.Л., Блохин В.А. Диагностика коррозии и контроль технологических процессов методами активометрии в теплоносителе свинец-висмут/Сб. докл. конф. «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерной технологии». – Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ. – Т.2 – 1999. – С. 741.

3. *Чернов М.Е.* Автореферат диссертации «Датчик капсульного типа для контроля кислорода в контурах ЯЭУ с теплоносителями свинец и свинец-висмут». – Обнинск, 2005.

4. *Викулин В.В., Мартынов П.Н., Чернов М.Е. и др.* Исследование зависимости кислородоионной проводимости твердых электролитов из $ZrO_2-Y_2O_3$, работающих в жидкометаллических теплоносителях от фазового состава и структуры керамики/Труды регионального конкурса научных проектов в области естественных наук. Вып. 4. – Калуга: Издательский дом «Эйдос», 2003. – С. 154.

5. *Мартынов П.Н., Гулевский В.А. Чернов М.Е.* Опыт использования лабораторных датчиков активности кислорода в экспериментах по теме «БРЕСТ»/Сб. тезисов докладов отраслевого научно-технического семинара «Исследования теплогидравлики и технологии свинца применительно к проекту установки с реактором БРЕСТ-ОД-300». – Обнинск, 2001.

Посупила в редакцию 29.08.2011

СИСТЕМА КОНТРОЛЯ ГОРЮЧИХ И ВЗРЫВООПАСНЫХ ГАЗОВ НА ОСНОВЕ ТВЕРДО-ЭЛЕКТРОЛИТНЫХ КЕРАМИЧЕСКИХ ЧУВСТВИТЕЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

П.Н. Мартынов, М.Е. Чернов, А.Н. Стороженко, В.М. Шелеметьев, Р.П. Садовничий, А.С. Фомин

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



Важнейшей задачей обеспечения безопасной эксплуатации производственных объектов, связанных с получением, использованием, хранением и переработкой горючих газов и легко воспламеняющихся жидкостей (нефте- и газопереработка, химическая промышленность, транспорт, ядерная энергетика, оборонный комплекс), является обнаружение утечек горючих газов на ранних стадиях. Система, позволяющая обнаружить малые концентрации горючих газов в воздухе, способна выявить возникновение аварийной ситуации на раннем этапе. Такая диагностика в случае принятия своевременных мер может способствовать предотвращению аварийной ситуации или локализации аварии на ранних стадиях развития.

В настоящее время в ГНЦ РФ-ФЭИ разрабатываются системы на основе капсульных твердоэлектролитных датчиков, удовлетворяющие данным требованиям.

Датчики контролируют содержание кислорода в газе, включающем в себя горючие примеси, и обладают возможностью производить раннее обнаружение малых концентраций таких примесей.

Ключевые слова: керамический чувствительный элемент (КЧЭ), сенсор кислорода, каталитический фильтр, парциальное давление кислорода, ионная проводимость.

Key words: ceramic sensitive element (CSE), oxygen sensor, catalytic filter, partial pressure of oxygen, ionic conductivity.

Атомная энергетика в настоящее время является важнейшим звеном в энергетической стратегии развития страны и ее национальной безопасности [1, 2].

Программы российской корпорации «Росатом» предусматривают модернизацию оборудования АЭС в целях продления срока эксплуатации действующих АЭС, строительство и ввод в действие новых блоков АЭС на территории России, а также строительство и ввод в действие при помощи России ряда зарубежных АЭС. Все эти направления в развитии атомной энергетике должны обеспечивать наряду с надежностью и эффективностью работы АЭС их ядерную и радиационную безопасность.

© П.Н. Мартынов, М.Е. Чернов, А.Н. Стороженко, В.М. Шелеметьев, Р.П. Садовничий, А.С. Фомин, 2011

Проблема обеспечения безопасности и надежности АЭС достигается совершенством, надежностью и достаточностью специальных защитных систем. К таким специальным элементам защитных систем безопасности АЭС относится система водородной взрывобезопасности (СВБ) АЭС, которая является одной из важнейших структур в общей системе средств безопасности АЭС.

Рекомендации о необходимости наличия системы водородной безопасности в системе безопасности АЭС, находящихся в эксплуатации, реконструируемых и вновь строящихся станций, определены в документах МАГАТЭ [3, 4].

Важность обеспечения функции водородной взрывозащиты обусловлена, в первую очередь, тем обстоятельством, что последствия взаимодействия кислорода с водородом, выделяющегося в результате возникновения аварий, могут быть чрезвычайно разрушительными и привести к неконтролируемому протеканию аварийной ситуации по типу Чернобыльской.

Взрывоопасными концентрациями водорода являются концентрации, которые соответствуют определенному соотношению водорода и кислорода в процессе их взаимодействия. При этом на реакцию взаимодействия водорода и кислорода влияет ряд факторов, которые следует учитывать при оценке взрывоопасного состояния среды:

- общее количество и скорость выхода водорода;
- динамика изменения соотношения количества водорода и кислорода;
- наличие пара;
- объем помещения;
- давление в объеме.

На базе опыта ГНЦ РФ-ФЭИ по созданию различных устройств контроля для атомной энергетики [5–7] в настоящее время активно ведется разработка системы для контроля водорода в помещениях АЭС. В данный момент существующие и строящиеся АЭС активно оснащаются подобными системами, в том числе производимыми в ГНЦ РФ-ФЭИ, но они имеют довольно высокий порог обнаружения (примерно 0,5% об.)

Разрабатываемая система способна контролировать водород в атмосфере контейнента АЭС, а также метан и другие водородосодержащие газы в атмосфере производственных и бытовых помещений.

В отличие от аналогичных устройств разрабатываемая система наиболее полно соответствует требованиям эксплуатации на АЭС и сочетает в себе высокую чувствительность (от 0,005 % об.), быстродействие (менее 1 с), способность функционировать в широком диапазоне рабочих температур (до 700°C) и давлений (0–0,7 МПа).

Структурная схема системы показана на рис. 1.

Основными составными частями системы являются

- чувствительный элемент (ЧЭ), представляющий собой сенсор кислорода на основе специально разработанного нанокерамического материала – твердого оксидного электролита;
- каталитический фильтр (рекомбинатор) на основе высокопористого ячеистого материала;
- электронный блок, осуществляющий измерение ЭДС ЧЭ и поддержание температуры нагревателей ЧЭ.

Основной элемент системы раннего обнаружения взрыво- и пожароопасных газов в воздухе – сенсор кислорода (рис. 2), обладающий высокой чувствительностью по отношению к активным к кислороду примесям в воздухе.

Конструкция сенсора кислорода приведена на рис. 3. Керамический чувствительный элемент (КЧЭ) 6 герметично закреплен в корпусе 3 из коррозионно-стой-

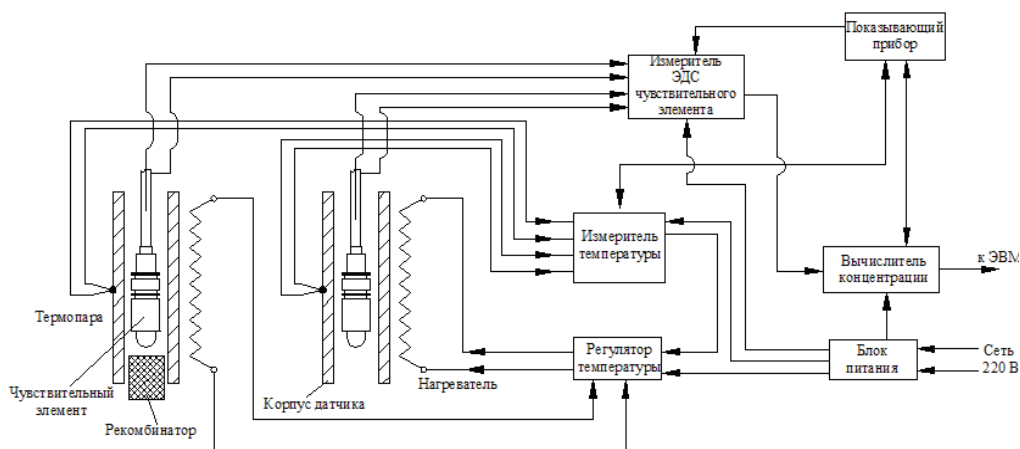


Рис. 1. Структурная схема системы раннего обнаружения и контроля взрыво- и пожароопасных газов



Рис. 2. Сенсор кислорода

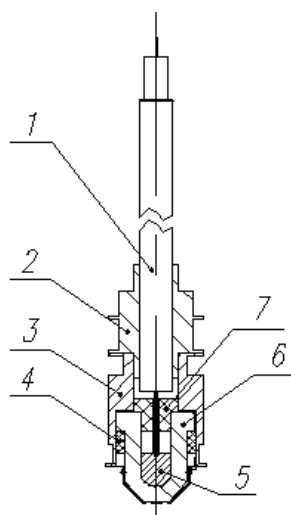


Рис. 3. Схема сенсора кислорода:
1 – коаксиальный кабель; 2 – втулка;
3 – корпус; 4 – ситалл; 5 – электрод сравнения; 6 – керамический чувствительный элемент; 7 – керамическая пробка

кой жаропрочной стали при помощи высокотемпературного герметика – ситалла 4. Внутри сенсора расположен электрод сравнения 5, представляющий собой смесь висмута и его оксида. В верхней части датчика расположен гермоввод, который изолирует внутреннюю полость датчика от внешней газовой среды. Гермоввод состоит из втулки 2 и герметичного коаксиального кабеля 1. Керамическая пробка 7 предназначена для исключения попадания паров металла в электрод сравнения на торец коаксиального кабеля, обращенного к жидкометаллическому электроду.

Принцип определения концентрации кислорода чувствительным элементом системы основан на электрохимическом методе с использованием твердого оксидного электролита, обладающего при определенных условиях ионоселективной проводимостью, в данном случае – по отношению к ионам кислорода. Суть метода

заключается в составлении гальванического элемента – «электрод сравнения-твердый оксидный электролит-рабочий электрод». Разность концентраций кислорода в электроде сравнения с постоянным парциальным давлением кислорода и исследуемой среде стремится выровняться за счет диффузии ионов кислорода через КЧЭ. Величина установившейся разности потенциалов определяется температурой и парциальным давлением кислорода в электроде сравнения и в исследуемой среде. Появление в исследуемой среде составляющей горючего газа приводит к изменению потенциала гальванического элемента благодаря взаимодействию кислорода и горючего газа и сорбционным процессам на рабочем электроде чувствительного элемента.

В качестве материала КЧЭ сенсора используется диоксид циркония, частично стабилизированный оксидами иттрия, характеризующийся достаточно высокой кислородоионной проводимостью, стабильностью свойств во времени, технологичностью. В результате проведенных исследовательских работ разработан оптимальный химический и фазовый состав КЧЭ [3] и изготовлены керамические чувствительные элементы в виде капсул.

Каталитический фильтр (рекомбинатор) системы раннего обнаружения (рис.



Рис. 4. Каталитический фильтр-рекомбинатор

4) представляет собой катализатор на основе высокопористых ячеистых материалов (ВПЯМ) с наноструктурным платиновым покрытием. Катализаторы на основе ВПЯМ обладают малым гидравлическим сопротивлением, а за счет особенностей структуры, аналогичной лабиринту, обеспечивают интенсивный массо- и теплообмен по всему объему катализатора. Благодаря этому увеличивается время контакта газа с рабочей поверхностью и достигается равномерная газодинамическая и тепловая нагрузка. Основной функцией рекомбинатора является каталитическое окисление водорода, метана, пропана и других горючих газов и паров легковоспламеняющихся жидкостей (ацетон, спирт и др.).

Рассмотрим подробнее принцип работы разработанной системы раннего обнаружения взрыво- и пожароопасных газов. Измерительный блок системы сверххранне-

го обнаружения горючих газов (рис. 5) состоит из двух сенсоров кислорода в отдельных термостатированных корпусах – первого 1 и второго 2, каждый из которых снабжен кабельным нагревателем и кабельным термоэлектрическим преобразователем. Оба корпуса герметично соединены с трубой 3, снабженной штуцерами, для подвода и отвода исследуемого газа. В нижней части корпуса второго сенсора расположен каталитический фильтр 4. Исследуемый газ, проходя через трубу, поступает к первому 1 и второму 2 сенсорам. При этом, если на показания первого сенсора оказывает влияние примесь горючего газа, то воздух, поступающий ко второму сенсору, будет очищен от этой примеси благодаря действию каталитического фильтра (дожигателя) 4. В связи с этим разница в показаниях ЭДС первого и второго сенсоров определит степень загрязненности исследуемого воздуха. Электронный блок (на рисунке не показан) производит измерение, сравнение и анализ электрических сигналов обоих сенсоров, определение температуры при помощи кабельных термоэлектрических преобразователей и управление кабельными нагревателями с целью поддержания оптимальной рабочей температуры чувствительных элементов сенсоров.

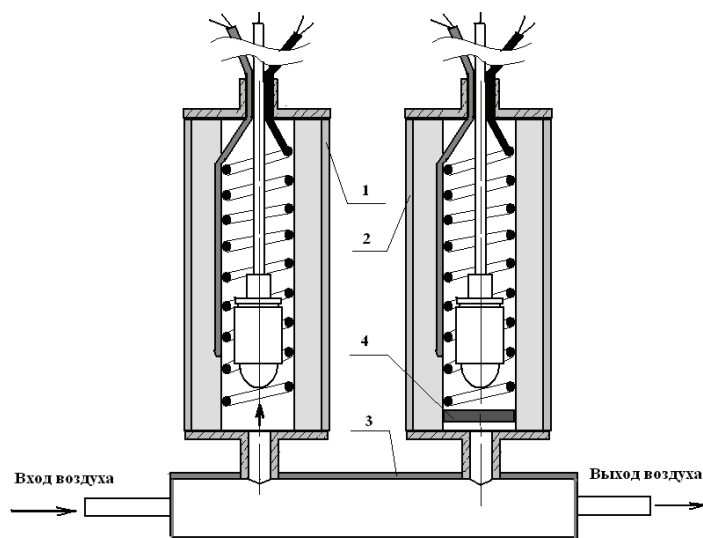


Рис. 5. Схема измерительного блока системы раннего обнаружения горючих газов: 1 – корпус сенсора 1; 2 – корпус сенсора 2; 3 – труба; 4 – каталитический фильтр

Технические характеристики системы раннего обнаружения

Нижний порог обнаружения газовых примесей в воздухе, % об. водорода паров ацетона, спирта метана, пропана	0,005 0,05 0,1
Диапазон контролируемого парциального давления кислорода, % об.	0 – 30
Давление исследуемой среды, кПа	0 – 700
Давление окружающей среды, кПа	84,0 – 106,7
Диапазон допустимых температур среды в месте установки измерительного блока от 0 до 200°C от 200 до 250°C от 250 до 700°C	Неограниченное время 1 час 250 с
Температура окружающей среды в месте установки электронного блока, °C	5 – 40

Питание датчика осуществляется от сети переменного тока с напряжением (220 +22; -33) В, частотой (50±1) Гц.

В данный момент разрабатывается конвекционный вариант системы, в которую анализируемый газ поступает за счет собственной конвекции.

ВЫВОДЫ

Разработанная система обнаружения и контроля водорода и других взрыво- и пожароопасных газов с использованием датчиков на основе керамических твердых электролитов позволяет производить непрерывный мониторинг окружающей атмосферы и на ранней стадии диагностировать случаи возникновения утечек водорода и других взрывоопасных газов. Система позволяет работать в условиях высоких температур (до 700°C) и давлений (до 700 кПа) исследуемой среды.

Характеристики разработанной системы раннего обнаружения позволяют ей сохранять свою работоспособность при

- запроектных авариях на АЭС;
- пожарах в угольных шахтах и различных промышленных помещениях;
- других нештатных и аварийных ситуациях.

Потенциальными потребителями продукта являются атомная промышленность, водородная энергетика, нефте- и газоперерабатывающая, химическая, добывающая, автомобильная промышленность, ядерная энергетика, НИИ, оборонный комплекс и др.

Литература

1. *Мальшев А.Б.* Решение проблем безопасности АЭС с ВВЭР в процессе развития АЭС и прогнозы на начало XXI в./Сб. тезисов докладов и сообщений X Ежегодной конференции Ядерного общества РФ: Научно-техническая конференция «От первой в мире АЭС к атомной энергетике XXI в.». – Обнинск, 1999.
2. *Мальшев А.Б.* Анализ совершенствования решений по обеспечению безопасности АЭС с реакторами водо-водяного типа/Сб. науч. тр. ГНИПКИИ «Атомэнергопроект». – М.: Изд-во АЭП, 2001. – Вып. 2. – С. 3-17.
3. Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants/SAFETY GUIDE. No. NS-G-1.10. – International Atomic Energy Agency, Vienna, 2000.
4. Safety of Nuclear Power Plants: Design/REQUIREMENTS. No. NS-R-1. – International Atomic Energy Agency, Vienna, 2004.
5. *Шматко Б.А., Шимкевич А.Л., Блохин В.А.* Диагностика коррозии и контроль технологических процессов методами активометрии в теплоносителе свинец-висмут/Сборник докладов конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерной технологии». Т. 2. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999. – С. 741.
6. Пат. 2298176 РФ, МПК G01N 27/406. Твердоэлектролитный датчик концентрации кислорода и способы его изготовления/*Мартынов П.Н., Чернов М.Е., Гулевский В.А.* – № 2004122556/28; Заявл. 23.07.04; Оpubл. 27.04.07. Бюл. № 12. – 12 с.
7. *Викулин В.В., Мартынов П.Н., Чернов М.Е. и др.* Исследование зависимости кислородоионной проводимости твердых электролитов из $ZrO_2-Y_2O_3$, работающих в жидкометаллических теплоносителях от фазового состава и структуры керамики/Труды регионального конкурса научных проектов в области естественных наук. Вып. 4. – Калуга.: Издательский дом «Эйдос», 2003. – 154 с.

Поступила в редакцию 29.08.2011

СВС-ИММОБИЛИЗАЦИЯ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ФРАКЦИИ An-Tc В МЕТАЛЛОКЕРАМИЧЕСКИЕ МАТРИЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ

Э.Е. Коновалов*, Т.О. Мишевец*, С.В. Юдинцев**, Б.С. Никонов**,
Ю.Д. Болтоев*, С.С. Шулепов*

* ГИЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, г. Обнинск

** Институт геологии рудных месторождений, петрографии, минералогии и геохимии РАН, г. Москва



Исследованы металлотермические процессы синтеза металлокерамических матриц (керметов) в режиме самораспространяющегося высокотемпературного синтеза для иммобилизации Nd, Sm и Re – имитаторов актиноидов (An) и ^{99}Tc высокоактивных отходов (ВАО). В состав этих матриц входят минералоподобные образования со структурой граната или пироклора, фиксирующие неодим и самарий, и сплавы, фиксирующие рений. Они предназначены для долговременной изоляции ВАО от окружающей среды.

Ключевые слова: иммобилизация, высокоактивные отходы, актиноиды, технеций, рений, металлотермия, самораспространяющийся высокотемпературный синтез, минералоподобные новообразования.

Key words: immobilization, high-active waste, actinides, technetium, rhenium, metallothemy, self-propagating high-temperature synthesis, mineral-like phases.

В высокоактивных отходах, образующихся при переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), к наиболее экологически опасным радионуклидам относятся ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Am , ^{243}Am и ^{99}Tc . Эти радионуклиды целесообразно выделять из ВАО в отдельные актиноидную и технециевую фракции ВАО для последующего включения в подходящие матричные материалы с целью изоляции от окружающей среды. В настоящее время изоляция ВАО от биосферы реализуется остекловыванием (в странах, придерживающихся концепции замкнутого ядерного топливного цикла – Франции, Англии, России). Однако существует общее мнение, состоящее в необходимости использования более долговечных матричных материалов, например, аналогов устойчивых минералов.

Возможность совместной иммобилизации технеция и актиноидов (An) в устойчивые синтетические минералоподобные матрицы (СММ) на основе кермета, включающего в себя минералоподобные и металлические материалы, обоснована и экспериментально показана в работах [1–4].

© Э.Е. Коновалов, Т.О. Мишевец, С.В. Юдинцев, Б.С. Никонов, Ю.Д. Болтоев, С.С. Шулепов, 2011

В технологии водного способа переработки ОЯТ получение жидких ВАО является первым переделом. Вторым переделом служит фракционирование жидких ВАО с получением, в частности, фракций Ап-РЗЭ и Тс. Третий передел может включать выделение из этой жидкой фракции Ап и РЗЭ (в этой фракции в составе РЗЭ доминируют легкие лантаноиды (La, Ce, Pr, Nd, Sm), главным образом, стабильные изотопы неодима) в форме оксидов, а технеция – в форме устойчивого пертехнетата калия (KTCO₄). Для реализации третьего передела разрабатывается метод сверхстехиометрической сорбции [5], при котором Ап, РЗЭ и Тс фиксируются на сорбентах. Эти сорбенты в дальнейшем могут также участвовать в образовании СММ.

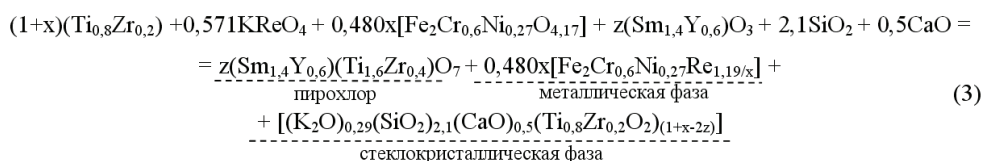
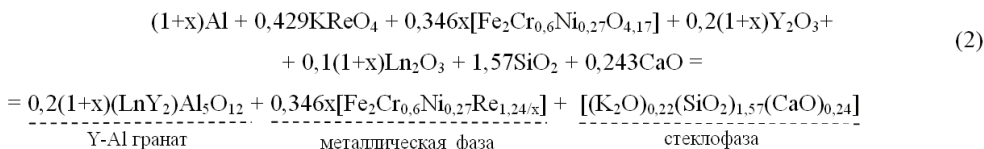
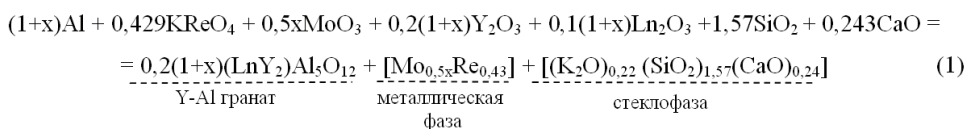
Полученный сухой концентрат включают в состав исходной порошкообразной смеси для высокотемпературного синтеза СММ, фиксирующих радионуклиды ВАО. Этот четвертый передел является наиболее ответственным в проблеме изоляции ВАО от биосферы и имеет цель синтеза устойчивых долговечных СММ, в структуру которых изоморфно внедряют радионуклиды ВАО. Для осуществления этих высокотемпературных химических превращений авторы рекомендуют использовать металлотермические процессы в режиме самораспространяющегося высокотемпературного синтеза (СВС), отличающиеся энергосбережением и другими высокими технико-экономическими показателями, включая простоту технических решений [6, 7].

Для исследования иммобилизации актиноидов в настоящей работе использованы их имитаторы – легкие лантаноиды в оксидной форме (Ln₂O₃) – Nd₂O₃, Sm₂O₃. Для имитации технеция был взят его ближайший химический аналог Re в виде перрената калия (KReO₄) – наиболее удобной формы извлечения из жидких ВАО.

При формировании СВС-шихты в качестве горючего материала использовались порошки Al и Ti, а в качестве окислителя – MoO₃, смесь оксидов Fe₂O₃, Cr₂O₃ и NiO. Перренат калия одновременно служил и источником Re, и окислителем. Оксиды-окислители, кроме участия в энергообразовании, поставляют в СВС-продукт металлические компоненты, в которых растворяется и фиксируется рений (и технеций).

При использовании в качестве горючего Al для иммобилизации имитаторов актиноидов синтезирована фаза со структурой Y-Al граната с использованием восстановителя Ti – фазы со структурой пирохлора. Иммобилизация Re осуществлялась его растворением в молибдене или в сплаве Fe-Cr-Ni состава нержавеющей стали с последующей кристаллизацией сплава.

Химические уравнения металлотермических реакций в режиме СВС иллюстрируют вероятный характер взаимодействия компонентов шихты в СВС-процессах:



Продукты реакций (1)–(3), указанные в правой части, формируют СММ – матричные композиты в форме кермета. В этих образованиях инкорпорированы имитаторы радионуклидов ВАО: Sm и Nd в Y-Al гранате и в пирохлоре, а Re – в металлических сплавах на основе Mo и сплава Fe-Cr-Ni. При формировании СВС-шихты подбирали такое сочетание энергообразующих компонентов, которое, обеспечивая разогрев реакционной массы до температур фазообразования, способствовало бы протеканию реакций в безопасном режиме с точки зрения их интенсивности. Такой режим устанавливали экспериментально путем определения оптимальной величины значения «х». На рисунке 1 показано лабораторное устройство для проведения СВС-процесса в графитовом тигле с графитовой крышкой. Реакционное пространство было теплоизолировано шамотом. Инициирование процесса твердофазного горения осуществлялось электроподжигом. При массе СВС-шихты около 70–75 г продолжительность процесса горения составляла около одной минуты в относительно мягком режиме с незначительным выделением дыма из под графитовой крышки. Максимальная температура в волне горения – 2000–2500°C.

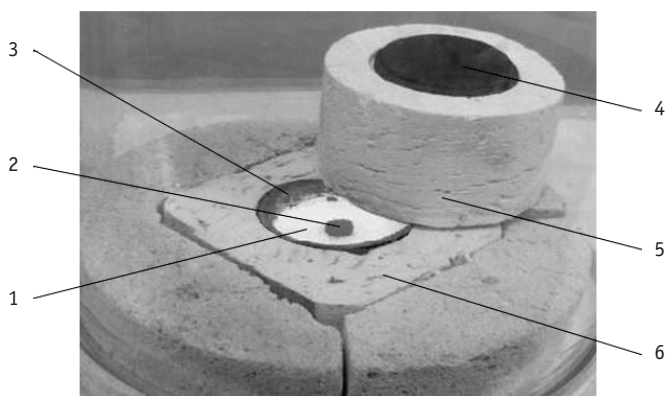


Рис. 1. Лабораторное устройство для проведения СВС-процесса: 1 – СВС-шихта; 2 – иницирующая смесь порошков Al и Mg; 3 – тигель графитовый; 4 – крышка графитовая; 5 – крышка теплоизоляционная; 6 – обечайка из шамотного кирпича

Синтезированный СВС-продукт (СММ) (рис. 2) включал в себя металлическую фазу, допированную рением, минералоподобную фазу, допированную Ln_2O_3 , и стеклофазу, фиксирующую калий, образовавшийся при восстановлении KReO_4 . При



Рис. 2. СВС-продукт (диаметр 55 мм, толщина 7 мм)

отсутствии силового компактирования (прессования вслед за горением или центрифугирования во время горения) полученный СММ имел некоторое количество раковин. Экспериментально определенная удельная поверхность этого полученного без компактирования материала составляла 20 м²/г.

Идентификация фаз синтезированных новообразований выполнена с использованием рентгенофазового анализа (РФА) и сканирующей электронной микроскопии (СЭМ/ЭДС). Результаты исследований образцов, полученных в соответствии с реакциями (1) и (2), подробно описаны в [1–3]. Ниже приводятся результаты изучения матрицы на основе пирохлора, полученной по реакции (3). Эти данные являются продолжением исследований, начатых в работе [4].

По данным РФА, в керамической части образца СММ доминирует пирохлор (рис. 3), имеются также слабые рефлексы от дополнительных фаз. На изображениях в электронном микроскопе помимо зерен пирохлора с квадратными сечениями (рис. 4) наблюдаются еще две фазы. Фаза-I представлена удлиненными зернами. Как и пирохлор, она аккумулирует самарий (табл. 1), но в отличие от пирохлора в ней содержится кремний. Фаза-II находится в небольшом количестве, она состоит из титана, калия и хрома, самарий в ней не обнаружен. На кристаллические фазы приходится до 90% самария, остальное его количество заключено в стекле. Ни в одной из этих фаз, включая стекло, не найден рений. Очевидно, что этот элемент восстанавливается в процессе СВС до металла и концентрируется в металлических включениях размером от десятков микрон (рис. 4) до 1–3 мм. Эти включения состоят из двух фаз сплава контрастного состава (рис. 4, табл. 2). Основными их элементами являются рений и железо, в подчиненном количестве имеются также никель и хром. Содержание Re в светлой фазе сплава приближается к 70 мас.%, а в более темной фазе его количество примерно в 1,5 раза ниже.

Для оценки эффективности иммобилизации актиноидов с использованием реакции (1) был получен СММ на основе Y-Al граната, содержащий ²⁴¹Am в количестве ~8·10⁷ Бк/г, и определена скорость выщелачивания радионуклида в воду в соответствии с ГОСТ Р 25126-2003. Последняя после шести суток испытаний оставалась практически постоянной и соответствовала величине ~ 10⁻⁶ г/м²·сут. Можно считать, что после шести суток выход ²⁴¹Am в воду определяется растворением матричного материала, а не избирательным выщелачиванием америгция. Эти данные свидетельствуют о прочной фиксации ²⁴¹Am в структуре Y-Al граната – фазы, имеющей наибольшее содержание в СММ [8].

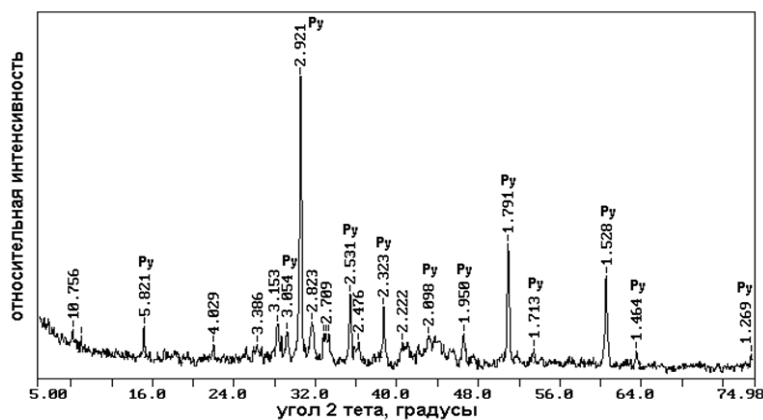


Рис. 3. Рентгенограмма керамической составляющей образца, синтезированного по реакции (3). Pu – пирохлор

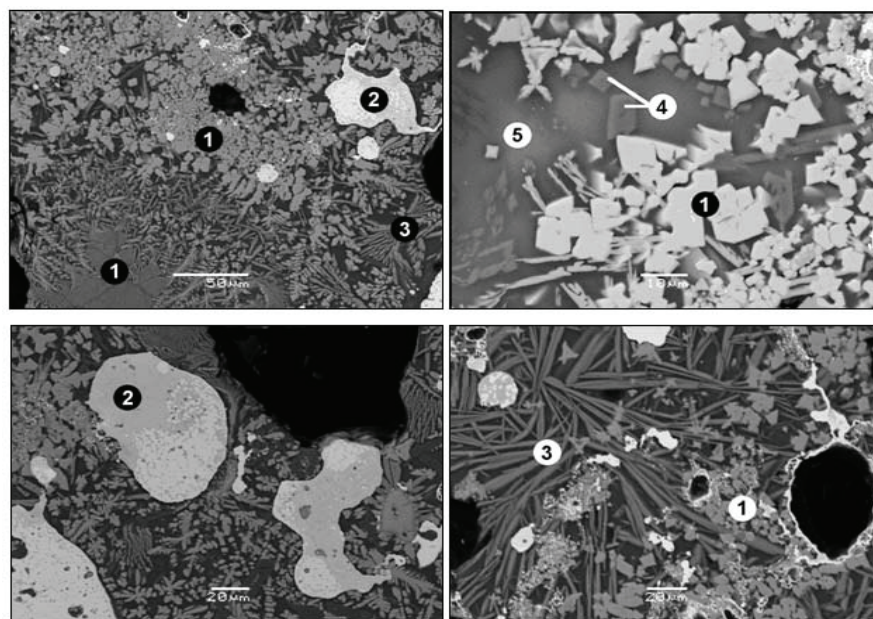


Рис. 4. СЭМ-изображения образца керметной матрицы: 1 – пирохлор; 2 – включения металлических сплавов; 3 – фаза-I; 4 – фаза-II; 5 – стекло; черное – поры

Таблица 1

Составы кристаллических фаз и стекла в образце СММ (данные СЭМ/ЭДС)

Оксид, мас.%	Пирохлор	Фаза-I	Фаза-II	Стекло
SiO ₂	Не обнаружен	19,1	Не обнаружен	41,8
K ₂ O	Не обнаружен	Не обнаружен	12,0	14,0
CaO	2,0	4,9	Не обнаружен	6,5
TiO ₂	40,3	29,1	76,7	23,1
Cr ₂ O ₃	0,5	2,6	11,3	Не обнаружен
FeO	Не обнаружен	Не обнаружен	Не обнаружен	2,4
Y ₂ O ₃	15,6	7,4	Не обнаружен	1,8
ZrO ₂	Не обнаружен	Не обнаружен	Не обнаружен	1,6
Sm ₂ O ₃	41,6	36,9	Не обнаружен	8,8

Таблица 2

Составы фаз сплава металлических включений (данные СЭМ/ЭДС)

Элемент	Темная фаза		Светлая фаза	
	мас.%	ат.%	мас.%	ат.%
Cr	5,3	8,0	6,2	12,7
Fe	44,5	64,6	23,1	44,2
Ni	5,9	8,1	2,1	3,8
Re	44,3	19,3	68,6	39,3

Рассмотренные в работе результаты лабораторных исследований по проблеме обезвреживания и изоляции от биосферы ВАО с использованием СВС-технологии свидетельствуют об очевидных достоинствах предлагаемого метода кондиционирования ВАО в части экологической безопасности, экономической эффективности и научной обоснованности этой ресурсосберегающей технологии. К несомненным преимуществам рассматриваемой технологии также относится простота технических решений для ее реализации применительно к ВАО в условиях «горячих» камер. Последнее, возможно, может иметь решающее значение при выборе экономически и экологически приемлемой технологии обращения с ВАО.

Работа поддержана Российским фондом фундаментальных исследований (проект 09-05-13500-офи-ц).

Литература

1. Лаверов Н.П., Юдинцев С.В., Коновалов Э.Е. и др. Матрица для иммобилизации радиоактивного технеция // ДАН. – 2010. – Т. 431. – № 2. – С. 196-200.
2. Лаверов Н.П., Юдинцев С.В., Коновалов Э.Е. и др. Матрица для изоляции долгоживущих радионуклидов // ДАН. – 2010. – Т. 431. – № 4. – С. 490-496.
3. Лаверов Н.П., Юдинцев С.В., Корнейко Ю.И. и др. Матрица для изоляции технеция и актиноидов // ДАН. – 2010. – Т. 434. – № 1. – С. 60-64.
4. Коновалов Э.Е., Мишевец Т.О., Шулепов С.С. и др. Иммобилизация технеция и актиноидов в металлокерамические матрицы в режиме СВС/Сб. докл. Межотраслевого семинара «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в быстрых реакторах (Теплофизика-2010)» (Обнинск, 20-22 октября 2010 г.). – Обнинск: ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», 2010. – С. 333-337.
5. Нардова А.К., Корченкин К.К., Машкин А.Н. Способ отверждения растворов трансураниевых элементов/Патент РФ №2095867. – 1997. – Бюл. №31, 10.11.97
6. Мержанов А.Г., Боровинская И.П., Махонин Н.С. и др. Способ обезвреживания радиоактивных отходов переменного состава/Патент РФ №2065216. – 1996. – Приоритет от 18.03.94.
7. Глаговский Э.М., Куприн А.В., Коновалов Э.Е. и др. Способ иммобилизации высокоактивных отходов фракции трансплутониевых и редкоземельных элементов (варианты)/Патент РФ №2210824. – 2003. – Приоритет от 17.07.2001.
8. Нерозин Н.А., Коновалов Э.Е., Ластов А.И. и др. Изоляция от биосферы радионуклидов высокоактивных отходов инкорпорацией в Y-Alгранат в режиме СВС/Сб. докл. 7 Международной конференции по изотопам (7 МКИ), Москва, 4-8 сентября 2011 г. – в печати.

Поступила в редакцию 26.09.2011

ИММОБИЛИЗАЦИЯ ОТХОДОВ УРАНА В СТЕКЛОКРИСТАЛЛИЧЕСКУЮ МАТРИЦУ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ САМОРАСПРОСТРАНЯЮЩЕГОСЯ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО СИНТЕЗА

Э.Е. Коновалов*, **Т.О. Мишевец***, **С.В. Юдинцев****, **Б.С. Никонов****,
Ю.Д. Болтоев*

* ГИЦ РФ-Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, г. Обнинск

** Институт геологии рудных месторождений, петрографии, минералогии и геохимии РАН, г. Москва



Исследован процесс иммобилизации отходов урана в стеклокристаллический матричный материал с использованием самораспространяющегося высокотемпературного синтеза (СВС). При переработке отходов использован сорбент на основе термически обработанного силикагеля, насыщенного ураном из жидких отходов. Исследована структура синтезированных матричных материалов методами РФА и СЭМ.

Ключевые слова: иммобилизация, урансодержащие жидкие отходы, самораспространяющийся высокотемпературный синтез, силикагель, сорбционное насыщение, матричный материал.

Key words: immobilization, uraniferous liquid waste, self-propagating high-temperature synthesis, silica gel, sorbtion saturation, uranium containing liquid waste.

На предприятиях атомного топливно-энергетического комплекса образуются урансодержащие жидкие отходы среднего уровня активности. Для изоляции таких отходов от окружающей среды необходима разработка технологий их кондиционирования с целью экологически безопасного захоронения в форме долговечных матричных материалов, в которые инкорпорированы не утилизируемые остатки урана. Такие технологии включают в себя два основных последовательных передела: первый – извлечение из жидких отходов компонентов, содержащих уран, и их обезвреживание; второй – иммобилизация полученных продуктов в химически и термически устойчивые матричные материалы, надежно изолирующие уран от биосферы.

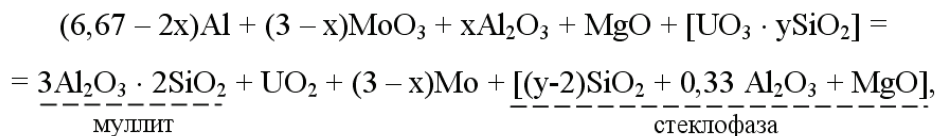
Одним из вариантов первого передела является, в частности, сверхстехиометрическая сорбция соединений урана с использованием сорбента, например, на основе SiO_2 [1, 2], с получением так называемых сорбционных кальцинатов. Используемый в данной работе сорбционный кальцинат характеризовался условной

стехиометрической формулой $[UO_3 \cdot 5,67SiO_2]^*$. Во втором переделе сорбционный кальцинат предлагается фиксировать в матрице с помощью металлотермического самораспространяющегося высокотемпературного синтеза (СВС) [3–5]. Образующиеся матричные материалы включают в свою структуру радионуклиды либо, в случае образования радионуклидами собственных, например, оксидных или металлических, фаз, цементируют их, изолируя тем самым от внешней среды.

Высокотемпературный твердофазный СВС-процесс протекает с выделением внутренней химической энергии. При этом в ходе горения реагирующих компонентов происходит их кратковременный разогрев в зоне горения до температур выше $2000^\circ C$, что обеспечивает полноту химических превращений. Этот процесс отличается высокими технико-экономическими показателями благодаря относительной простоте его реализации и внепечной энергосберегающей технологии.

В работе изучен процесс иммобилизации в режиме СВС сорбционного кальцината, содержащего уран, в стеклокристаллическую матрицу.

Получение стеклокристаллической матрицы. Расчет рецептуры СВС-шихты проводился в соответствии с уравнением ожидаемой алюминиотермической реакции



где $y = 5,67$.

В результате СВС-процесса предполагалось получить стеклокристаллическую матрицу, в которой инкорпорированы кристаллы UO_2 . Левая часть уравнения представляет состав исходной шихты, включающей в себя горючее (Al), окислитель (MoO_3), структурную добавку (MgO) и сорбционный кальцинат. Значение x устанавливается экспериментально в соответствии с оптимальным режимом горения шихты, выбранного состава. В правой части уравнения приведены ожидаемые продукты процесса, в том числе муллит $3Al_2O_3 \cdot 2SiO_2$ – наиболее термодинамически устойчивое соединение в системе $Al_2O_3-SiO_2$.

СВС проводили в графитовых тиглях, термоизолированных шамотовым кирпичом. Инициирование процесса синтеза осуществлялось электроподжигом смеси Al с Mg, помещенной на поверхность подпрессованного вручную порошка шихты. Процесс протекал в спокойном режиме, без искровыделений. Полученный продукт представлял собой спекшийся прочный материал, сохранивший форму тигля, с редкими газовыми пустотами (рис. 1). Его плотность составила $3,61 \text{ г/см}^3$, а удельная активность по ^{238}U равна $4 \cdot 10^6 \text{ Бк/кг}$.

Результаты изучения структуры образца стекломатрицы. Образец был исследован методами рентгенофазового анализа (РФА) и сканирующей электронной микроскопии (СЭМ/ЭДС). Результаты этих исследований представлены на рис. 2 и 3.

Наиболее интенсивные отражения на дифрактограмме отвечают трем главным кристаллическим фазам – UO_2 , металлическому Mo и муллиту (рис. 2).

Основная масса образца представлена частично раскристаллизованным стеклом (рис. 3б, г, д). В нем наблюдается кристаллическая фаза темно-серого цвета (рис. 3б, г, д) в виде удлинённых кристаллов, которые в поперечном сечении имеют ромбическую форму. Размер кристаллов по удлинению достигает 30 мкм, в поперечном сечении – 5 мкм. По данным РФА эта фаза имеет структуру, близкую к муллиту, но в отличие от теоретического состава в ней присутствует оксид маг-

* Сорбционные кальцинаты были получены и предоставлены А.К. Нардовой (ВНИИХТ).

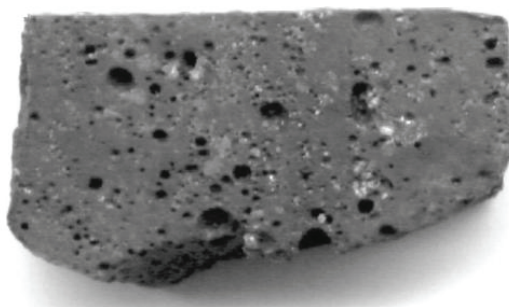


Рис. 1. Внешний вид образца (увеличено в четыре раза)

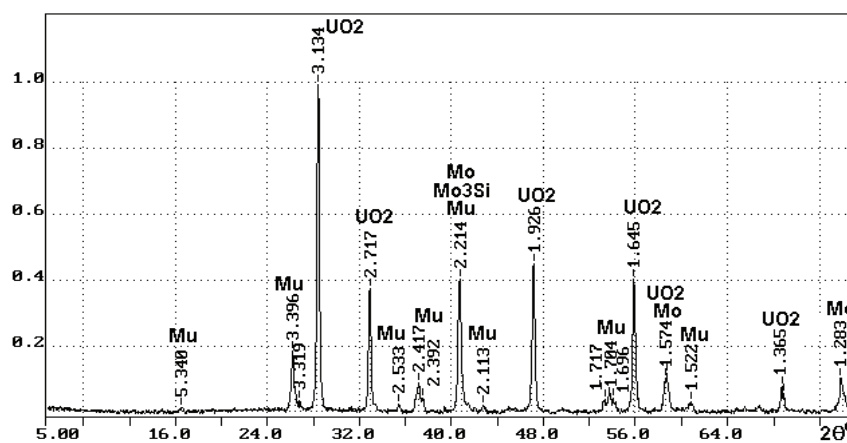


Рис. 2. Дифрактограмма образца: Му – муллит, Мо – молибден, UO₂ – оксид урана

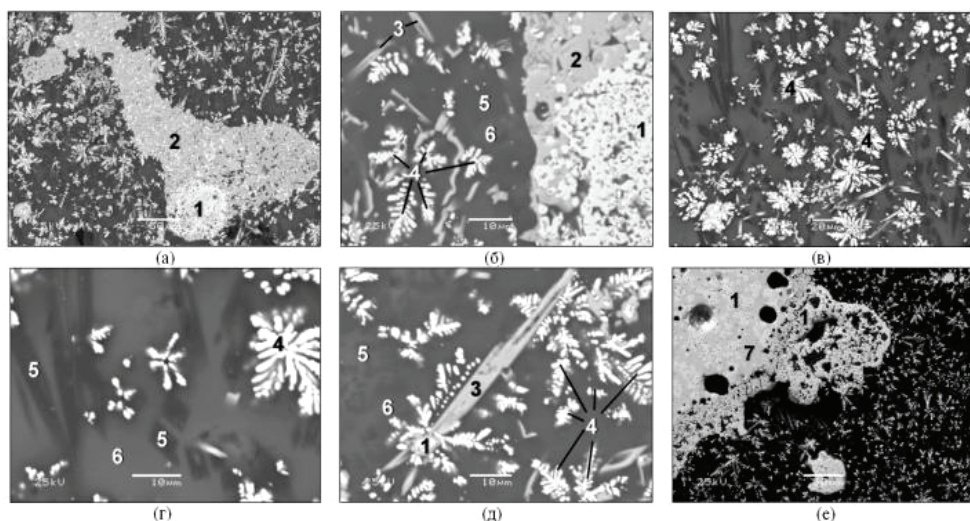


Рис. 3. СЭМ-изображения строения образца: (а) и (е) – краевые части образца; (в) – центральная часть; (б), (г) и (д) – детальное строение краевых и центральной зон; 1 – Мо мет.; 2 – MoO; 3 – MoO₃; 4 – UO₂; 5 – «муллит»; 6 – стекло; 7 – Mo₃Si

ния (табл. 1). Ее формула по аналогии с муллитом рассчитана на 13 атомов кислорода: $(Mg_{0,39}Al_{5,35}Si_{2,29})_{8,03}O_{13}$.

Таблица 1

Состав основных фаз матрицы по данным СЭМ/ЭДС, мас %

Оксид	Основные компоненты матрицы				
	Муллит	Стекло			
		1	2	3*	Среднее
MgO	3,7	17,6	14,9	14,0	15,5
Al ₂ O ₃	64,0	26,5	25,2	26,0	25,9
SiO ₂	32,3	53,5	56,4	50,8	53,6
UO ₂	Не обнаружен	2,4	3,5	9,2	5,0

Примечание. Сумма приведена к 100%. * – возможен захват зерна оксида урана.

На СЭМ-снимках фаза UO₂ имеет белый цвет и образует «скелетные» кристаллы причудливой формы размером до 20 мкм (рис. 3а–д). Исходя из значения основного отражения ($hkl = 111$) оксида урана параметр элементарной ячейки его решетки равен 5,428 ангстрем. С учетом этого формула данной фазы, вероятнее всего, отвечает не UO₂, а более окисленной разности состава UO_{2,25}, но с той же кристаллической структурой флюоритового типа.

Металлический Мо образует выделения округлой формы размером более 5 мкм (рис. 3а, б, е). В тесной ассоциации с ним находятся также другие соединения молибдена: MoO, Mo₃Si и MoO₃. Последний формирует кристаллы удлиненной формы размером до 10 мкм (рис. 3б, д). Силицид молибдена образует крупные, до 400 мкм, выделения округлой формы, в которых находятся включения металлического Мо (рис. 3е).

Составы фаз основных компонентов матричного материала (стекло и муллит), в котором иммобилизованы кристаллы оксида урана, приведены в табл. 1. Отметим заметные вариации содержания урана в стекле (более чем в четыре раза в разных точках анализа), а также его отсутствие в муллите. С учетом соотношения количеств разных фаз в матрице можно заключить, что подавляющая часть урана заключена в оксиде UO_{2,25}. По данным СЭМ-анализа какие-либо примеси в составе оксида урана отсутствуют.

Рассмотренный вариант кондиционирования урансодержащих жидких отходов, включающий в себя извлечение урана методом сверхстехиометрической сорбции и иммобилизацию сорбента в стеклокристаллическую матрицу, рекомендуется использовать как основу при разработке промышленной технологии обезвреживания отходов. Применение СВС-процесса для изготовления долговечных матричных материалов позволит реализовать технологию, отличающуюся простотой, ресурсосбережением и малой энергоемкостью.

Литература

1. Нардова А.К., Корченкин К.К., Машкин А.Н. Способы отверждения растворов трансурановых элементов/Патент РФ №2095867. – 1997.
2. Корченкин К.К. Иммобилизация долгоживущих радионуклидов на силикагеле методом сверхстехиометрической сорбции: Автореферат диссертации на соискание ученой степени кандидата технических наук. – Озерск: ФГУП «ПО «Маяк», 2000.

3. *Мержанов А.Г.* Научные основы, достижения и перспективы развития процессов твердопламенного горения//Известия Академии наук. Серия химическая. – 1997. – №1. – С. 8-32.

4. *Глаговский Э.М., Куприн А.В., Коновалов Э.Е. и др.* Способ иммобилизации высокоактивных отходов фракции трансплутониевых и редкоземельных элементов (варианты)/Патент Российской Федерации №2210824. – 2003.

5. *Коновалов Э.Е., Куприн А.В., Нардова А.К. и др.* Иммобилизация цезия и стронция, фиксированных на силикагеле, в минералоподобные матрицы в режиме СВС//Радиохимия. – 2002. – Т.44. – № 4. – С. 382-384.

Поступила в редакцию 26.09.2011

ВЛИЯНИЕ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ПОЧВ НА БИОЛОГИЧЕСКУЮ ДОСТУПНОСТЬ ^{60}Co

И.В. Кочетков*, В.С. Анисимов*, И.А. Крикунов, М.В. Еремин***

**ГНУВНИИ сельскохозяйственной радиологии и агроэкологии РАСХН, г. Обнинск*

***Обнинский институт атомной энергии НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*



Определена роль физико-химических показателей почв в накоплении ^{60}Co растениями (ячмень). Предложен метод балльной оценки буферности почв по отношению к загрязнению радиокобальтом на основе регрессионного анализа зависимости коэффициентов накопления радионуклида в растениях от основных физико-химических показателей почв. Почвы ранжированы по буферной способности в отношении ^{60}Co .

Ключевые слова: подвижность ^{60}Co , биологическая доступность ^{60}Co , буферность, ячмень, коэффициент накопления, свойства почв.

Key words: ^{60}Co , buffering, barley, the coefficient of accumulation, soil properties.

В связи с развитием атомной энергетики человечество столкнулось с рядом проблем, в частности, с опасностью загрязнения окружающей среды техногенными радионуклидами. Попадая в почву в растворенной форме, радионуклиды становятся доступными для корневого поглощения растениями и дальнейшей миграции по трофическим цепочкам.

Устойчивость почв к воздействию загрязняющих веществ техногенного происхождения определяется их буферной способностью.

Целью работы являлась оценка буферной способности почв как важнейшего фактора их эколого-геохимической устойчивости по отношению к относительно долгоживущему радионуклиду ^{60}Co ($T_{1/2} = 5.27$ лет), представляющему радиологическую опасность в местах расположения ядерных объектов.

ОБЪЕКТЫ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

В качестве объектов для исследований были выбраны шесть видов и разновидностей дерново-подзолистых почв, отобранных на территории Боровского (среднепахотная, среднесуглинистая – образец 1), Жуковского (среднепахотная, супесчаная – образец 2; среднепахотная, среднесуглинистая – образец 3), Малоярославецкого (глубокопахотная, тяжелосуглинистая – образец 4) районов и окрестностей города Калуги (глубокопахотная, среднесуглинистая – образец 5) Калужской области, а также выщелоченные черноземы из Курской и Тульской областей (среднемощный, тяжелосуглинистый – образец 6; маломощный, легкоглинистый

– образец 7 соответственно). Гранулометрический состав и физико-химические показатели почв, представлены в табл. 1–3.

Гранулометрический состав почв определяли с помощью анализатора размеров частиц модели Sedigraph 5120 (Micromeritics), принцип действия которого основан на измерении степени осаждения суспендированных частиц в зависимости от их эквивалентных диаметров (по закону Стокса). В седиграфе с помощью пучка рентгеновских лучей определяется концентрация частиц в суспензии на различной высоте при их осаждении в течение заданных интервалов времени (длительность анализа – 1–6 часов).

Для определения физико-химических показателей почв были использованы общепринятые методы [1]. Сумму поглощенных оснований (S , мг-экв/100 г) определяли по методу Каппена-Гильковица, гидrolитическую кислотность (H_g , мг-экв/100 г) – по Каппену, степень насыщенности почвы основаниями (V , %) – расчетным методом. Емкость катионного обмена (ЕКО) определяли методом Бобко-Аскинази в модификации Грабаровой и Уварова, содержание гумуса – по методу Тюрина. Содержание подвижных фосфора и калия в почвах определяли методом Чирикова, разработанным для некарбонатных почв. Результаты выражались в мг-экв K^+ и $(1/3 \text{ мМ } PO_4^{3-})/100 \text{ г}$ почвы. Подвижные Fe и Mn определяли по методу Тамма. Содержание обменных катионов Ca^{2+} , Mg^{2+} и K^+ в почвах определяли путем вытеснения их 1 М раствором CH_3COONH_4 (pH 7.0) до прекращения реакции на Ca^{2+} .

Миграционную способность ^{60}Co в системе почва-растение оценивали в модельных вегетационных опытах, проведенных в контролируемых условиях: при температуре и относительной влажности воздуха 18–20°C и 60–70% соответственно, влажности почвы 60% от полной влагоемкости (ПВ). В почвы, изначально не содержавшие ^{60}Co , вносили радионуклид в виде раствора $CoCl_2$ с расчетной активностью. Объектом исследования служил ячмень (*Hordeum Vulgaris L.*) сорта «Зазерский-85». Семена предварительно проращивались в течение двух дней на фильтровальной бумаге, смоченной дистиллированной водой. На пятнадцатые сутки после посадки растения срезали на высоте 0,5 см от поверхности почвы. В подготовленном к анализу растительном материале определяли удельную активность ^{60}Co (в расчете на абсолютно сухую массу). После проведения модельного эксперимента определялась удельная активность ^{60}Co в растениях и коэффициенты накопления радионуклида для исследованных почв (табл. 1).

Концентрацию стабильных Fe, Mn, Ca, Mg, K в почвах, почвенных растворах, вытяжках из почв и в растениях определяли атомно-абсорбционным методом (спектрометр SpectrAA 250 Plus фирмы Varian) и оптическим эмиссионным методом (ИСП-ОЭС спектрометр Liberty II фирмы Varian). Удельную активность ^{60}Co в растениях и почве определяли гамма-спектрометрическим методом (спектрометр ГАММА-1П с полупроводниковым детектором из особо чистого германия с относительной эффективностью регистрации 35%).

Результаты измерений обрабатывались с помощью программы математической статистики в составе MS-Excel.

ОЦЕНКА ОТНОСИТЕЛЬНОЙ БУФЕРНОЙ СПОСОБНОСТИ РАЗНЫХ ПОЧВ В ОТНОШЕНИИ МИГРАЦИОННОЙ СПОСОБНОСТИ ^{60}Co

Суть метода состояла в оценке вклада основных физико-химических свойств почв, характеризующих соответствующими показателями (емкостью катионного обмена, содержанием органического вещества (гумуса), содержанием подвижных фосфора и калия, обменных Ca и Mg, обменного калия, подвижных железа и марганца (вытяжка Тамма), а также степенью насыщенности почв основаниями (V , %)

Таблица 1

Физико-химические свойства почв и их вклад в формирование буферной способности исследованных почв в отношении ^{60}Co

Физико-химический показатель	r	$b_{\text{абс.}}$	Вклад факторов $L, \%$	Почвенный образец							Среднее значение показателя
				1	2	3	4	5	6	7	
Fe (по Тамму), мг-экв/100 г	0.34	0.00445	0.149	14.06 ±1.44	8.29 ±0.84	14.01 ±1.24	13.40 ±0.04	17.84 ±0.15	3.34 ±0.03	6.84 ±0.70	11.11
Mn (по Тамму), мг-экв/100 г	0.28	0.01526	0.346	2.76 ±0.09	1.32 ±0.25	3.65 ±0.23	2.16 ±0.01	4.25 ±0.21	0.72 ±0.15	2.19 ±0.12	2.44
P _{поп.} (по Чирикову), (1/3 мм PO ₄ ³⁻)/100 г	-0.29	0.0028	0.068	2.65 ±0.06	4.31 ±0.13	10.87 ±0.20	21.09 ±0.58	1.28 ±0.66	7.33 ±0.16	2.54 ±0.07	7.2
ЕКО, смоль/кг	-0.76	0.0034	0.567	10.11 ±0.18	6.81 ±0.28	12.6 ±1.4	18.12 ±2.29	10.33 ±0.54	41.2 ±0.15	40.23 ±0.72	19.9
V, %	-0.74	0.0040	0.641	87.1 ±1.4	73.1 ±0.06	79.1 ±0.66	92.8 ±0.17	71.1 ±0.3	93.4 ±0.04	88.1 ±0.8	82.1
Гумус, %	-0.44	0.0132	0.725	1.33 ±0.02	1.47 ±0.02	2.0 ±0.02	2.04 ±0.11	4.99 ±0.10	5.14 ±0.11	6.76 ±0.04	3.39
Содержание фракции < 0,01 мм, %	-0.90	0.0044	1.043	42.2	18.4	38.9	47.2	34.5	48.14	62.3	41.7
(Ca ²⁺ +Mg ²⁺) _{обн.} , мг-экв/100 г	-0.87	0.0076	1.677	12.34 ±1.29	7.99 ±1.47	13.00 ±0.53	20.6 ±0.59	8.35 ±0.59	28.19 ±0.19	21.73 ±0.89	16.03
K ⁺ _{обн.} , мг-экв/100 г	-0.87	0.4309	94.784	0.35 ±0.05	0.22 ±0.01	0.16 ±0.01	0.43 ±0.02	0.21 ±0.01	0.52 ±0.11	0.41 ±0.01	0.33
КН (⁶⁰ Co)				0.049 ±0.025	0.183 ±0.003	0.107 ±0.019	0.022 ±0.005	0.118 ±0.057	0.003 ±0.001	0.017 ±0.014	
Буферность почв, балл			100.0	104.0	65.6	49.3	128.8	63.3	157.1	125.0	

(табл. 1), в регулирование подвижности (и биологической доступности) радионуклидов. Последний показатель отражает качественный состав катионов, присутствующих в ППК, и непосредственно связан с такими важными показателями, как гидролитическая кислотность, сумма обменных оснований и рН.

Была составлена матрица, в которой классифицировались физико-химические показатели, являющиеся входными независимыми переменными для различных типов и разновидностей почв. Чем шире ряд исследуемых почв, тем более представительной будет выборка и, соответственно, более достоверными полученные результаты. Далее строилась корреляционная матрица между независимыми переменными (физико-химические показатели почв) и зависимым признаком (коэффициент накопления ^{60}Co в растениях).

Полученные значения коэффициентов парной корреляции (r) указывают на направление и степень сопряженности в изменчивости признаков, но не позволяют судить о том, как количественно меняется результативный признак при изменении факториального. В подобных случаях пользуются регрессионным анализом, основная задача которого состоит в определении формулы корреляционной зависимости.

Использование метода регрессионного анализа позволило получить линейные регрессионные уравнения, связывающие независимые и зависимую переменные. Коэффициенты регрессионного уравнения (b_i) при независимой переменной представляют собой коэффициенты пропорциональности, показывающие, в каком направлении и на какую величину изменяется накопление радионуклида в растениях в зависимости от изменения i -го свойства почвы.

Далее был определен вклад каждой независимой переменной в варьирование общего признака. Для этого были рассчитаны произведения $r_i^2 \times b_i$ (r_i^2 – коэффициенты детерминации) и выбрана переменная с наименьшей величиной вклада агрохимического показателя $L = (r_i^2 \times b_i)_{\min}$. Полученные значения всех остальных переменных нормировались на вышеуказанную величину. Для нее относительная значимость фактора $L_{\text{отн.}} = 1$. После этого рассчитывался относительный вклад каждой независимой переменной в варьирование результативного признака в процентах:

$$\text{Вклад}(\%) = L_i / \sum_{i=1}^n L_i \times 100.$$

Полученные значения вкладов (в %) нельзя умножать на конкретные значения независимых переменных для соответствующих почв, так как они имеют различную размерность, и можно получить несоответствие, например, между вкладом органического углерода и подвижного фосфора в варьирование результативного признака (накопление ^{60}Co в растениях). Например, значения переменных составляют для углерода единицы процентов, а для содержания подвижных форм фосфора – сотни и даже тысячи миллиграммов на килограмм. Необходимо ввести в формулу для определения буферной способности почв не сами значения переменных, а некоторые нормированные величины, отражающие, тем не менее, отличия разных почв по содержанию соответствующих агрохимических показателей.

Существует два варианта решения данной проблемы. Первый вариант заключается в том, что для конкретной почвы значения каждого агрохимического показателя нормируются на максимальное возможное его значение для данного типа, вида и разновидности почв [3]. В данной работе нами предложено провести нормирование соответствующих переменных на средние значения, рассчитанные для взятой на анализ выборки почв.

Часть коэффициентов корреляции имеют положительные значения, другие – отрицательные. Последнее свидетельствует об обратной пропорциональной зависимости между величиной соответствующей переменной и переходом радионуклида в растения, т.е. чем больше значение независимой переменной, тем ниже переход в растения (положительный вклад в буферную способность почв) и наоборот.

Для оценки буферной способности конкретной почвы производилось суммирование значений нормированных показателей (независимых переменных), помноженных на долю их вклада (в %) в общее варьирование зависимой переменной. При этом суммировались произведения, где r между независимой переменной и накоплением радионуклида в растениях имеет отрицательное значение (обратно пропорциональная зависимость), и вычитались произведения, где r имеет положительное значение. В итоге была получена безразмерная величина (выражаемая в баллах), которая характеризует буферную способность почвы по отношению к радионуклиду.

Полученные значения относительных величин буферной способности почв могут быть использованы, например, при обосновании выбора территории для размещения прудов-охладителей ядерных установок и подбора сорбирующих материалов при создании инженерных барьеров, препятствующих распространению жидких радиоактивных отходов.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

Предлагаемый методологический подход к оценке относительной буферной способности разных почв в отношении миграционной способности радионуклида ^{60}Co в системе почва-растение является развитием идеи, сформулированной В.Б. Ильиным [3]. С целью оценки вклада различных почвенных свойств в формирование буферной способности почв в отношении тяжелых металлов (ТМ) были использованы результаты классических работ в области агрохимии микроэлементов, проведенных Г.Я. Ринькисом с сотрудниками [4–6]. Выделены наиболее значимые с точки зрения ограничения миграционной способности микроэлементов показатели (содержание гумуса, физической глины, оксидов железа и алюминия, карбонатов и почвенная реакция – рН) и исследована их способность к инактивации содержащихся в субстрате микроэлементов. В.Б. Ильин произвел ранжирование вышеуказанных показателей в соответствии с предложенной им шкалой буферности и рассчитал их вклад (в баллах) в формирование буферности почв в отношении ТМ с применением специальных поправочных коэффициентов относительно содержания гумуса.

Таблица 2

Физико-химические свойства почв

Почва	рН	Hг, мг-экв/100 г	S, мг-экв/100 г	V, %
1	5.97±0.01	1.43±0.25	9.65±1.20	87.1±1.4
2	5.74±0.06	1.18±0.04	3.20±0.71	73.10±0.06
3	5.19±0.05	2.41±0.22	9.10±0.42	79.1±0,66
4	5.90±0.01	1.23±0.04	15.75±0.21	92.8±0,17
5	4.77±0.01	3.83±0.31	9.40±0,16	71.1±0,3
6	5.03±0.01	4.35±0.07	32.30±0.28	88.1±0,8
7	6.01±0.10	2,63±0.18	36.98±0.15	93.4±0.04

Таблица 3

Гранулометрический состав почв

Фракция	1	2	3	4	5	6	7
	Наличие фракции, %						
0.25–0.1	0.2	35.1	2.0	0.4	1.7	0	0.9
0.1–0.05	3.2	15.6	5.3	3.2	7.0	2.9	1.5
0.05–0.01	54.4	30.9	53.8	49.2	56.8	45.0	35.3
0.01–0.005	13.0	5.2	14.1	10.3	9.9	10.7	11.4
0.005–0.001	15.7	7.3	18.0	14.9	14.8	18.3	22.9
0.001–0.0001	7.8	5.9	5.0	21.9	9.8	18.5	28.0
Сумма фракции >0.0001мм	94.3	99.9	98.2	99.9	99.9	95.4	100
<0.0001	5.7	0.01	1.8	0.002	0.003	4.6	0
Содержание фракции > 0.01 мм	81.6	81.6	61.1	52.8	65.5	47.9	37.7
Содержание фракции < 0.01 мм	42.2	18.4	38.9	47.2	34.5	48.1	62.3

В работе для оценки количественных взаимоотношений между ^{60}Co и наиболее существенными физико-химическими показателями, ранжирования их по вкладу в формирование буферности и расчета буферности почв в отношении радиокобальта используется разнообразие физико-химических показателей, присущее разным почвам (табл. 2). Для этого был задействован достаточно большой набор типов и разновидностей почв, распространенных в центральной части России.

Полученные данные были обработаны с использованием статистических методов и использованы для оценки буферности в отношении ^{60}Co . Базовым показателем, относительно которого рассчитывается вклад других показателей в формирование буферности, в отличие от методики В.Б. Ильина, выбирается тот, рассчитанный вклад которого в снижение миграционной способности кобальта минимален.

В результате анализа полученных данных было установлено, что корреляционная связь между содержанием подвижного фосфора, подвижных катионов Fe^{3+} , Mn^{2+} и $\text{КН } ^{60}\text{Co}$ слабая (соответствующие значения коэффициентов парной корреляции $r = -0.28, 0.34, 0.29$). Между содержанием гумуса и $\text{КН } ^{60}\text{Co}$ наблюдается средняя обратная (отрицательная) корреляционная зависимость ($r = -0.44$). Между V , ЕКО , содержанием обменных катионов ($\text{Ca}^{2+} + \text{Mg}^{2+}$) и K^+ , содержанием фракции $< 0,01$ и $\text{КН } ^{60}\text{Co}$ наблюдается сильная обратная (отрицательная) корреляционная зависимость ($r = -0.74, -0.76, -0.87, -0.87, -0.90$). Таким образом, миграционная способность ^{60}Co в исследованных почвах снижается с увеличением значений большинства из вышеперечисленных независимых переменных за исключением содержания подвижных форм железа и марганца.

Дополнительный анализ парных регрессионных зависимостей между соответствующими почвенными показателями (независимыми переменными) и результативным признаком $\text{КН } ^{60}\text{Co}$ показал, что наибольший вклад в варьирование результативного признака вносит содержание обменного калия. Вклад остальных факторов в варьирование результативного признака невелик (в сумме чуть более 5%).

Рост количества мелкодисперсных частиц ($< 0,01$ мм) в почве способствует снижению поступления ионов TМ в растения. Этот факт ранее был зафиксирован

в работах Г.Я. Ринькиса с соавторами [4–6]. Увеличение содержания органического углерода в почвах способствует образованию прочных координационных связей между присутствующими в ультрамикроразбавлениях ионами $^{60}\text{Co}^{2+}$ и функциональными группами специфических и неспецифических органических соединений. Таким образом, ионы кобальта оказываются связанными органическими макромолекулами в почве и не способными к миграции в системе «почва-почвенный раствор-растение». Вклад вышеперечисленных показателей в варьирование результивного признака составляет соответственно 1.04 и 0.73%.

Вклад в варьирование результивного признака КН ^{60}Co также вносит показатель степени насыщенности почв основаниями ($V, \%$). Коэффициент регрессионного уравнения (b) для этого фактора равен – 0,004. Вклад в варьирование результивного признака составляет 0.64%. Этот результат ожидаем, поскольку подвижность ионов семейства железа (включая кобальт) сильно зависит от кислотности почвы. По мере увеличения степени насыщенности почвы основаниями растет рН почвенного раствора и, как следствие, снижается содержание в нем ионов кобальта, а значит, и переход их в корни растений.

Если снижение накопления ^{60}Co с ростом значений в почве таких показателей, как содержание гумуса, обменных макрокатионов Ca^{2+} , Mg^{2+} , степень насыщенности почв основаниями, ЕКО вполне объяснимо с точки зрения роли физико-химических показателей почвы в регулировании подвижности ионов ТМ, то определяющий вклад обменного калия в регулирование поступления ионов ^{60}Co в наземную часть растений ячменя требует пояснений и дальнейших исследований.

Одним из возможных объяснений выявленного феномена является факт неизбежной конкуренции ионов металлов в процессе пассивного поступления их в корни растений. Она проявляется на этапе как взаимодействия ионов с корневым поглощающим комплексом, так и на этапе прохождения через ионные каналы в клеточной мембране растительной клетки. Это связано с тем, что ионы поступают в клетки корня по одному механизму – электрохимической диффузии. Необходимо отметить, что K^+ , Ca^{2+} , Mg^{2+} могут также поступать в клетки корня и по механизму активного транспорта с помощью специальных белков-переносчиков ионов (этот механизм преобладает при низкой концентрации вышеуказанных ионов в питательном растворе). Однако для кобальта такой механизм поступления в растения не установлен. Тем не менее, факт существенно более сильного воздействия катионов калия на поступление в растения ^{60}Co по сравнению с ионами Ca^{2+} , Mg^{2+} нуждается в дальнейшем изучении. Хотя уже на данном этапе исследований становится очевидным, что разгадку этого феномена следует искать в биологических особенностях растений, которые, по-видимому, играют ключевую роль в основе регулирования перехода ионов радиокобальта из почвенного раствора в корневую систему.

Применив вышеизложенную методику оценки буферности почв центра европейской части РФ, получили результаты, которые позволили ранжировать исследуемые почвы по устойчивости, или буферности, к загрязнению ^{60}Co (способности ограничивать миграционную способность радионуклида в системе почва-растение): образец 6 – 157.1 > образец 4 – 128.8 > образец 7 – 125.0 > образец 1 – 104.0 > образец 2 – 65.6 > образец 5 – 63.3 > образец 3 – 49.3. Таким образом, риск получить загрязненную радиокобальтом продукцию на дерново-подзолистой почве (образец 3) в три раза выше, чем на черноземе (образец 6).

Стоит отметить, что из ряда дерново-подзолистых почв наибольшую буферность по отношению к ^{60}Co имеет наиболее окультуренная почва (образец 4).

Рассчитанные с помощью коэффициентов парной корреляции и регрессии значения величины вклада каждой независимой переменной в варьирование общего признака ($L = r_i^2 \times b_i$) позволяют произвести ранжирование рассмотренных физико-химических показателей почв по степени их значимости в снижении накопления ^{60}Co растениями и рассчитать соответствующие доли вклада (в %) в варьирование данного показателя. В результате получен следующий (убывающий в степени значимости) ряд: $K^+_{\text{обм.}} > (\text{Ca}^{2+} + \text{Mg}^{2+})_{\text{обм.}} > \text{Содержание фракции физической глины} (< 0,01 \text{ мм}) > \text{Гумус} > V > \text{ЕКО} > \text{Mn} > \text{Fe} > P_{\text{подв.}}$

ВЫВОДЫ

Изучены зависимости биологической доступности ^{60}Co от ключевых физико-химических характеристик почв. Произведено ранжирование показателей, отражающих свойства почв, по степени их значимости в снижении накопления ^{60}Co растениями.

Оценена устойчивость почв к радиоактивному загрязнению ^{60}Co , выражающаяся в способности снижать подвижность радионуклида в системе почва-растение (буферность). В соответствии с полученными результатами исследованные почвы можно расположить в ряд: чернозем среднемощный, тяжелосуглинистый (Курская обл.) – 157.1 > дерново-подзолистая глубокопахотная, тяжелосуглинистая (Малоярославецкий р-н Калужской обл.) – 128.8 > чернозем маломощный легкосуглинистый (Тульская обл.) – 125.0 > дерново-подзолистая среднепахотная, среднесуглинистая (Боровский р-н Калужской обл.) – 104.0 > дерново-подзолистая среднепахотная, супесчаная (Жуковский р-н Калужской обл.) – 65.6 > дерново-подзолистая глубокопахотная среднесуглинистая (окрестности г. Калуга) – 63.3 > дерново-подзолистая среднепахотная, среднесуглинистая (Жуковский р-н Калужской обл.) – 49.3

Работа выполнена при поддержке гранта РФФИ 10-04-00513.

Литература

1. Агрохимические методы исследования почв. – М.: Наука, 1975. – 656 с.
2. *Алексахин Р. М.* Радиоактивное загрязнение почв как тип их деградации // Почвоведение. – 2009. – № 12. – С. 1487-1498.
3. *Ильин В. Б.* Оценка буферности почв по отношению к тяжелым металлам // Агрехимия. – 1995. – № 10. – С. 109-113.
4. *Ринькис Г. Я.* Оптимизация минерального питания растений. – Рига: Зинатне, 1972. – 375 с.
5. *Ринькис Г. Я., Ноллендорф В. Ф.* Сбалансированное питание растений макро- и микроэлементами. – Рига: Зинатне, 1982. – 301 с.
6. *Ринькис Г. Я., Рамане Х. К., Паэгле Г. В., Куницкая Т. А.* Система оптимизации и методы диагностики минерального питания растений. – Рига: Зинатне, 1989. – 196 с.

Поступила в редакцию 18.10.2011

ИССЛЕДОВАНИЯ РЕЖИМОВ РАСХОЛАЖИВАНИЯ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ТИПА БН

Е.Ю. Анишев*, В.С. Горбунов*, С.М. Дмитриев, С.Л. Осипов***

** Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова,
г. Н. Новгород*

*** Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е.Алексева,
г. Н.Новгород*



Рассмотрены режимы расхолаживания реакторной установки и условия развития естественной циркуляции теплоносителя.

Ключевые слова: режим, расхолаживание, реактор, естественная циркуляция.

Key words: modes, cooling, reactor, natural circulation.

Установки с быстрыми реакторами отличаются высоким уровнем энергонапряженности активной зоны. Основными характеристиками в аварийных ситуациях являются уровень температур теплоносителя и твэлов в активной зоне реактора и температура корпуса реактора. Нормальная температура теплоносителя на входе и выходе активной зоны составляет 350 и 550°C соответственно. Нормальная температура корпуса реактора равна 450°C. При нарушениях режима циркуляции теплоносителя может происходить быстрый рост температуры натрия и твэлов, вызывая при этом опасность термоциклического нагружения элементов оборудования с глубокими (до ~250°C) и быстрыми (до нескольких десятков градусов в секунду) изменениями температур теплоносителя. Максимальная температура теплоносителя может достигать ~600°C [1]. Это предъявляет повышенные требования к системе аварийной защиты реактора и к надежности отвода остаточного тепловыделения от активной зоны в режимах расхолаживания активной зоны реактора. Предусмотрена уставка срабатывания быстрой аварийной защиты при повышении температуры натрия на выходе из реактора по двум из трех каналов измерения температуры. Важным аспектом безопасной эксплуатации реакторной установки (РУ) является необходимость согласования расходов теплоносителя первого и второго контуров в соответствии с изменением мощности в активной зоне.

В режимах нормальной эксплуатации для расхолаживания активной зоны РУ используется принудительная циркуляция теплоносителей с помощью основного оборудования контуров с главными циркуляционными насосами первого и второго контуров (ГЦН-1, ГЦН-2). Тепло отводится в третий паро-водяной контур. В случае невозможности работы основного оборудования для аварийного отвода тепла от активной зоны предусмотрены специальные петли с теплообменниками, насосами и автономным электропитанием. На рисунке 1 приведена принципиаль-

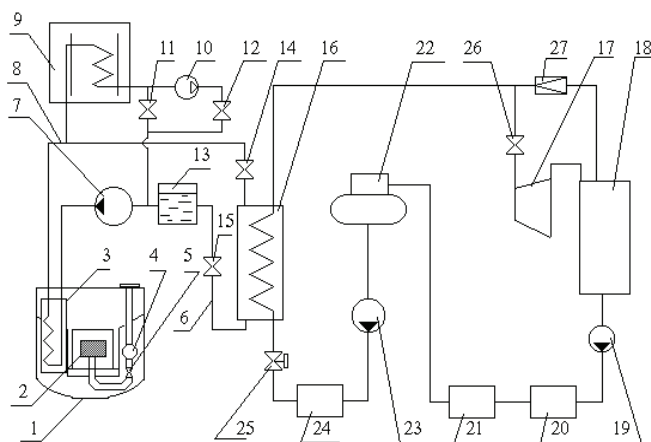


Рис. 1. Принципиальная схема РУ БН-800: 1 – корпус реактора; 2 – активная зона; 3 – промежуточные теплообменники; 4, 7 – насосы первого и второго контуров; 5 – обратный клапан; 6, 8 – трубопроводы; 9 – воздушный теплообменник; 10 – электромагнитный насос; 11, 12, 14, 15 – задвижки; 13 – буферная емкость; 16 – парогенератор; 17 – турбогенератор; 18 – конденсатор; 19 – конденсатный насос; 20, 21 – подогреватели низкого давления; 22 – деаэрактор; 23 – питательный насос; 24 – подогреватель высокого давления; 25 – питательный клапан; 26 – паровая задвижка; 27 – редуционно-охлаждающее устройство

ная схема РУ БН-800, включающая в себя встроенную во второй контур систему расхолаживания с воздушными теплообменниками.

При потере принудительной циркуляции теплоносителей одним из методов поддержания циркуляции теплоносителя по первому и второму контурам является естественная конвекция, не требующая подвода энергии извне. Устойчивое развитие естественной циркуляции (ЕЦ) теплоносителя и ее величина характеризуют свойство повышенной безопасности установки пассивным способом отводить остаточное тепловыделение в запроектом режиме «полное обесточивание и прекращение расхода питательной воды» за счет теплоемкости натрия и металлоконструкций первого и второго контуров и теплопотерь в окружающую среду от корпуса реактора и трубопроводов.

Однако малый уровень ЕЦ теплоносителя (например, в установке БН-600 ~2% от номинала [2]), по сравнению с остаточными тепловыделениями в реакторе, а также возможность появления отрицательного напора ЕЦ при сбросе мощности, требуют создания специальных условий проведения аварийной остановки реактора. Допустимые температуры в активной зоне необходимо сохранить как до момента полной остановки насосов, так и затем, при отводе тепла только с помощью ЕЦ.

МАТЕМАТИЧЕСКИЕ МОДЕЛИ

Математические модели теплогидравлики, включая активную зону, главные и вспомогательные контуры с парогенератором, промежуточными и вспомогательными теплообменниками, рассмотрены в [2, 3]. Они применялись для исследования динамики рабочих режимов блока как с принудительной, так и с естественной циркуляцией. Выполненный по этим методикам расчетный анализ РУ БН-600 показал, что в случае полного отсутствия какого-либо вмешательства персонала максимальное значение температуры натрия на выходе из активной зоны в вышеуказанном режиме с использованием ЕЦ теплоносителя и со срабатыванием быстрой аварийной защиты не достигнет температуры кипения натрия. Рост темпера-

туры теплоносителя на входе в промежуточные теплообменники вызывает соответствующий нагрев корпуса реактора. Максимальная температура корпуса в этих условиях не превысит предельно допустимого значения.

ВЛИЯНИЕ ИНЕРЦИОННОСТИ ГЦН

Возможность возникновения событий с прекращением электропитания собственных нужд или подачи питательной воды в парогенераторы оказывает влияние на выбор конструкций циркуляторов, схемы расхолаживания и компоновки оборудования с точки зрения развития и последующего использования ЕЦ в контурах.

При проектировании установок одной из задач является выбор необходимых инерционных свойств средств для циркуляции теплоносителя. Несмотря на уже имеющиеся, как правило, значительные маховые массы насоса, его приводного электродвигателя, собственными моментами инерции этих элементов не ограничиваются и для увеличения длительности механического выбега добавляют массивные маховики.

В процессе эксплуатации при различных аварийных режимах нежелательны резкие изменения расхода теплоносителей с точки зрения ограничения термических нагрузок в металлоконструкциях. Например, в режиме перерыва питания при работе реактора на мощности с целью снижения отклонения температуры твэлов целесообразно иметь максимальную инерционность электронасосов во время их выбега. После восстановления электропитания насоса и его разгона эта инерционность затягивает время провала частоты вращения от исходной и уменьшает общее отклонение температуры ТВС.

При полной потере системного и аварийного электроснабжения (обесточивание) срабатывает аварийная защита, мощность быстро снижается до уровня остаточных тепловыделений. Отвод тепла осуществляется циркуляцией за счет естественного механического выбега частоты вращения насосов, в дальнейшем, после остановки насосов, за счет развития ЕЦ.

С одной стороны, увеличение инерционности вращающихся частей ГЦН-1, ГЦН-2 продлевает длительность принудительной циркуляции (ПЦ) теплоносителей главных контуров. С другой стороны, для создания благоприятных условий развития ЕЦ целесообразно максимально длительно сохранять номинальную температуру теплоносителя, выходящего из АЗ, что может быть достигнуто таким же быстрым изменением расхода теплоносителя первого контура, как темп изменения мощности реактора.

Отмеченное противоречие можно решить системой регулирования частоты вращения ГЦН-1, ГЦН-2, позволяющей изменять темпы выбега насосов главных контуров. Имеющийся опыт эксплуатации установок с быстрым реактором БОР-60 [4] показал возможность применения такого способа. В установках типа БН основным пока остается использование такого механического выбега насосов и соответствующего изменения расходов вплоть до уровня остаточных тепловыделений, чтобы расхолаживать реактор без недопустимых превышений температуры теплоносителя на выходе из активной зоны (оптимальный вариант без превышения номинального значения $T_{\text{вых}}^{\text{аз}}$).

В режиме перехода на ЕЦ критическим является момент окончания выбега насосов первого контура. Именно в этот момент расход ЕЦ теплоносителя через реактор имеет выраженный минимум. Последующий максимум температуры теплоносителя на выходе из активной зоны имеет та часть теплоносителя, которая вошла в активную зону и находилась в ней наибольшее время к моменту достиже-

ния минимума расхода. Причем абсолютные значения $T_{\text{ВЫХ}}^{\text{аз}}$ и ее максимума определяются отношением мощности, выделяемой в активной зоне реактора, к расходу теплоносителя в течение всего переходного процесса на ЕЦ. Этот рост температуры приводит к прогреву теплоносителя в верхней камере и, соответственно, к росту напора и расхода ЕЦ. В определенный момент времени наступает превышение расхода ЕЦ над тепловыделением, что сопровождается (с учетом тепловой инерционности твэлов) интенсивным снижением $T_{\text{ВЫХ}}^{\text{аз}}$ после достижения максимума. Расход ЕЦ стабилизируется.

Для обеспечения требуемого напора ЕЦ в первом контуре важно сохранить близкой к номинальной температуру теплоносителя в верхней камере смешения реактора. Существенным для развития ЕЦ в первом контуре является и распределение температуры теплоносителя в промежуточных теплообменниках (ПТО), которые в замкнутом контуре ЕЦ выполняют роль опускного участка. Степень захлаживания ПТО по первому контуру прежде всего определяется отношением расходов теплоносителей второго и первого контуров (G_2/G_1) в петле. На рисунке 2 приведена зависимость максимума температуры теплоносителя на выходе из АЗ (в момент перехода на ЕЦ) от конечного расхода $G_2^{\text{кон}}$ теплоносителя во втором контуре. На рисунке 3 приведена зависимость максимума температуры теплоносителя на выходе из АЗ (в момент перехода на ЕЦ) от исходного отношения расходов $\frac{G_2^{\text{исх}}}{G_1^{\text{исх}}}$ теплоносителей второго и первого контуров в петле. Видно, что чем больше $G_2^{\text{кон}}$ и $G_2^{\text{исх}}$, по сравнению с расходом в первом контуре, тем меньше $T_{\text{ВЫХ}}^{\text{аз max}}$.

На рисунке 4 (график 1) показана зависимость $T_{\text{ВЫХ}}^{\text{аз}}$ от длительности выбега при одинаковых «постоянных времени выбега» $\tau_{\text{ВЫБ}}$ (время, за которое обороты ГЦН1 и ГЦН2 уменьшаются в два раза). При этом длительность выбега ГЦН 2 принята такой же, как в первом контуре (одинаковые выбеги). На рисунке 4 (график 2) выбег насоса второго контура с увеличением своей длительности сохраняет постоянное превышение над кривой выбега насоса первого контура и составляет

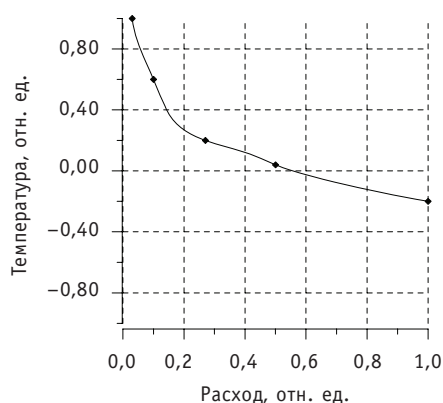


Рис. 2. Зависимость отклонения $T_{\text{ВЫХ}}^{\text{аз max}}$ (в момент перехода на ЕЦ) от конечного расхода $G_2^{\text{кон}}$ теплоносителя во втором контуре:
◆ – зависимость отклонения температуры теплоносителя на выходе из активной зоны от конечного расхода теплоносителя во втором контуре

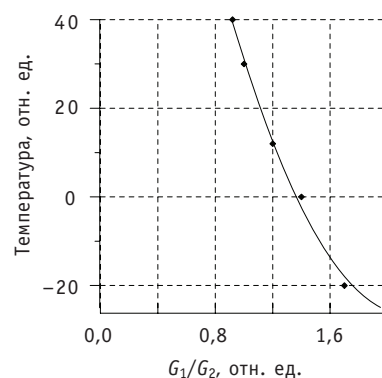


Рис. 3. Зависимость отклонения $T_{\text{ВЫХ}}^{\text{аз max}}$ (в момент перехода на ЕЦ) от исходного отношения $\frac{G_2^{\text{исх}}}{G_1^{\text{исх}}}$ теплоносителей второго и первого контуров:
◆ – изменение отклонения температуры теплоносителя на выходе из активной зоны от отношения расхода второго контура к расходу первого контура

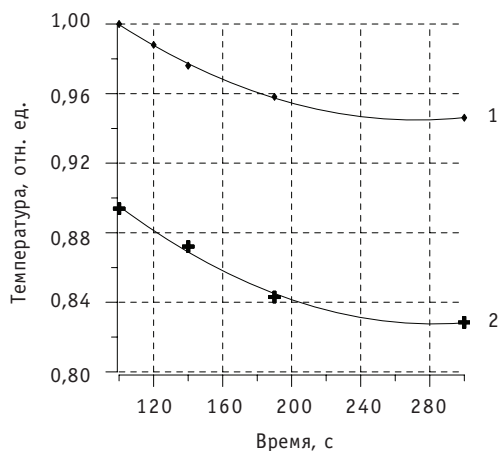


Рис. 4. Зависимости $T_{\text{вых}}^{\text{аз max}}$ от длительности выбега ГЦН первого контура

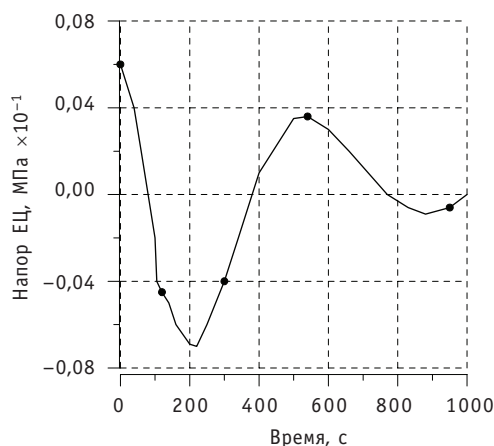


Рис. 5. Изменение напора ЕЦ во втором контуре в режиме «прекращение расхода питательной воды в парогенераторы» при принудительной циркуляции теплоносителя

~ 300 секунд. Такие естественные механические выбеги обеспечивают переход на ЕЦ по первому контуру без существенного превышения значений температур в АЗ.

О ЦЕЛЕСОБРАЗНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ВЫБЕГА ТУРБОГЕНЕРАТОРА

В установках типа БН по сигналу «потеря системного и аварийного электропитания» срабатывает аварийная защита и обычно происходит совместный выбег турбогенераторов (ТГ) с ГЦН и насосами, подающими питательную воду в парогенераторы. При безотказной работе схемы расхолаживания запускаются дизель-генераторы (ДГ) за время, меньшее времени выбега ТГ, и происходит подключение нагрузки собственных нужд к секциям надежного питания от этих ДГ. В противном случае прекращается подача питательной воды в парогенераторы, а по окончании выбега ТГ отвод тепла от реактора осуществляется при ЕЦ теплоносителей в первом и втором контурах. При этом отвод остаточных тепловыделений происходит с помощью воздушных теплообменников. Влияние длительности выбега ТГ на условия перехода на ЕЦ во втором контуре показано на рис. 5. Здесь рассмотрен режим «прекращение расхода воды в парогенераторы». Парогенераторы отключаются через 150 с, и расхолаживание осуществляется только через ВТО с принудительной циркуляцией в контурах за счет работы насосов на пониженных частотах вращения. Из графика следует, что напор ЕЦ в этом случае имеет отрицательные значения в промежутке времени от 1,5 до 6,5 мин. Возможное в это время отключение ГЦН может сопровождаться «опрокидыванием» циркуляции теплоносителя во втором контуре. На основании этого графика можно прогнозировать, в какой момент времени возможно отключение ГЦН второго контура. Из этого также следует, что при «обесточивании» целесообразно использовать только механический выбег насосов второго контура и без временной задержки, т.е. в случае последующего обесточивания использование выбега ТГ для целей электропитания ГЦН нецелесообразно. Отключение ГЦН должно происходить одновременно с исходным событием.

О ВОЗМОЖНОСТИ ДИНАМИЧЕСКОГО УВЕЛИЧЕНИЯ РАСХОДА ЕЦ В РЕЖИМЕ «ОБЕСТОЧИВАНИЕ»

Для исключения недопустимого перегрева активной зоны при ЕЦ существует два очевидных пути.

Первый путь состоит, как было отмечено выше, в создании насосов с максимальной инерционностью. Причем, постоянная времени и продолжительность выбега ГЦН2 должны быть больше, чем у ГЦН1.

Второй путь состоит в создании благоприятных условий развития ЕЦ требуемой величины. Сущность этого способа состоит в достижении высокого уровня расхода ЕЦ в первом контуре. Это должно произойти в момент перехода с ПЦ на ЕЦ за счет захлаживания теплоносителя в ПТО (опускных участках первого контура) более высоким расходом второго контура до температуры теплоносителя второго контура, а также за счет доставки более холодного теплоносителя из верхней камеры активной зоны в ПТО после срабатывания аварийной защиты с использованием системы регулирования расходов теплоносителей главных контуров [5].

ВЫВОДЫ

Вопрос целесообразности оптимизации маховых масс ГЦН должен решаться на основании комплексного анализа: с учетом проблем конструирования ГЦН, с одной стороны, а с другой стороны, в режимах перехода на ЕЦ с учетом влияния роста температуры на работоспособность оборудования активной зоны.

Использование теплового выбега ТГ не является практически важным, поскольку критичности изменений основных параметров в этот промежуток времени нет.

Литература

1. Технические проблемы реакторов на быстрых нейтронах/Под ред. Ю.Е.Багдасарова. – М. Атомиздат,1969.
2. Митенков Ф.М., Багдасаров Ю.Е., Букша Ю.К., Востоков В.С., Горбунов В.С. и др. Инженерные методы анализа режимов естественной циркуляцией в установках типа БН// Атомная энергия. – 1987. – Т. 62. – Вып. 3.
3. Анишев Е.Ю., Горбунов В.С. Моделирование переходных процессов в контурах атомной электростанции с реактором типа БН с участием регулируемых электроприводов главных циркуляционных насосов//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – №3. – С. 90-99.
4. Казачковский О.Д., Антипин Г.К., Афанасьев В.А. и др. Аварийное расхлаживание установки БОР-60//Атомная энергия. – 1973. – Т. 34. – Вып. 5. – С.341-344.
5. Востоков В.С., Горбунов В.С., Заец Н.П., Тихановский В.В., Анишев Е.Ю. Способ аварийного расхлаживания многопетлевой установки с ядерным реактором и ядерная энергетическая установка. А.с. № 1816146, Б.И. № 22, 1996.

Плступила в редакцию 8.08.2011

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕПЛООТДАЧИ ПРИ КОНДЕНСАЦИИ ПАРА ИЗ ПАРОВОЗДУШНОЙ СМЕСИ НА ТЕПЛООБМЕННОЙ ПОВЕРХНОСТИ СИСТЕМЫ СНИЖЕНИЯ АВАРИЙНОГО ДАВЛЕНИЯ В ЗАЩИТНОЙ ОБОЛОЧКЕ

А.М. Бахметьев, М.А. Большухин, А.М. Хизбуллин, М.А. Камнев
ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Н. Новгород



Получены экспериментальные зависимости значений коэффициента теплоотдачи при конденсации пара из паровоздушной смеси на *S*-образной теплообменной поверхности системы снижения аварийного давления в защитной оболочке от относительной массовой концентрации воздуха в паре от 0.27 до 0.7 и плотности теплового потока через теплообменную поверхность от 3 до 22 кВт/м². Выполнен сравнительный анализ экспериментальных значений теплоотдачи от величины массовой концентрации воздуха в паре с расчетными соотношениями. Предложены расчетные зависимости для определения коэффициента теплоотдачи при конденсации пара из парогазовой смеси на *S*-образной теплообменной поверхности системы пассивного отвода тепла.

Ключевые слова: система пассивного отвода тепла, тепломассообмен, конденсация, неконденсирующиеся газы, экспериментальная установка, замыкающие соотношения.

Key words: passive heat removal system, heat-mass exchange, condensation, noncondensable gases, experimental facility, closure equation.

ВВЕДЕНИЕ

Эффективность работы системы пассивного отвода тепла из защитной оболочки определяется процессами теплообмена при конденсации пара на теплообменной поверхности в присутствии неконденсирующихся газов, выделяющихся в процессе аварии с потерей теплоносителя, и изначально содержащегося воздуха в объеме защитной оболочки. В статье изложены результаты экспериментальных исследований теплоотдачи при конденсации пара из паровоздушной смеси на теплообменной поверхности системы снижения аварийного давления в защитной оболочке реакторной установки КЛТ-40С.

© *А.М. Бахметьев, М.А. Большухин, А.М. Хизбуллин, М.А. Камнев, 2011*

Задачи экспериментальных исследований:

- исследование теплоотдачи в зависимости от концентрации воздуха в модели защитной оболочки;
- исследование теплоотдачи в зависимости от плотности теплового потока через теплообменную поверхность системы снижения аварийного давления;
- сравнительный анализ экспериментальных данных с результатами расчетов по соотношениям, предлагаемым для оценки теплоотдачи при конденсации пара на теплообменных поверхностях в защитной оболочке и в присутствии неконденсирующихся газов;
- разработка и получение замыкающих соотношений.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ УСТАНОВКА

Экспериментальные исследования выполнены на полномасштабном экспериментальном стенде, подробное описание которого приведено в [1, 2]. В условиях проведения исследований теплообменная поверхность системы снижения аварийного давления помещалась в модель защитной оболочки. Объем модели равен 60 м^3 , высота 8 м. Теплообменная поверхность по геометрическим размерам выбрана аналогичной штатному теплообменнику системы снижения аварийного давления

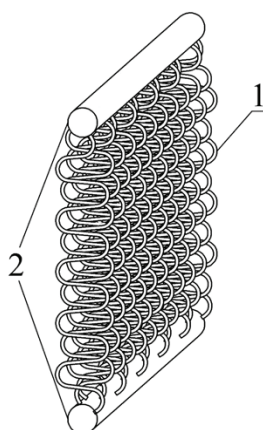


Рис. 1. Теплообменная поверхность системы снижения аварийного давления в защитной оболочке: 1 – набор S-образных труб; 2 – коллекторы

и состоит из набора S-образных труб диаметром $18 \times 2 \text{ мм}$ и длиной 3540 мм (рис. 1). Шаг между змеевиками составлял 40 мм , площадь теплообменной поверхности 42 м^2 . Сверху и снизу трубная система теплообменника объединялась коллекторами из прямых труб внутренним диаметром 120 мм (рис. 1). Коллекторы теплообменной поверхности соединялись трубопроводами с баком запаса воды, образуя контур охлаждения.

В модели защитной оболочки создавались параметры парогазовой среды, имитирующие и превышающие аварийные условия в защитной оболочке реакторной установки КЛТ-40С при авариях с потерей теплоносителя. Давление в объеме модели защитной оболочки увеличивалось от атмосферного до 650 кПа , температура парогазовой смеси составляла $115\text{--}135^\circ\text{C}$. Относительная массовая концентрация воздуха в модели защитной оболочки изменялась в диапазоне от 0.27 до 0.7 при плотности теплового потока через теплообменную поверхность от 3 до 22 кВт/м^2 . В контуре охлаждения осуществлялась естественная циркуляция с расходом воды до 9 кг/с .

Системой контроля температуры проводилось измерение температурных полей паровоздушной смеси по высоте теплообменной поверхности и объему модели защитной оболочки. Система функционировала на основе устройств распределенного сбора данных ADAM-5000E с модулями ввода сигналов термопар ADAM-5018SK. Общее количество термопреобразователей, установленных в модели защитной оболочки, составляло 90 штук, термопреобразователи имели индивидуальную градуировку и погрешность измерений $\pm 0.9^\circ\text{C}$. Относительная погрешность определения расхода охлаждающей воды в контуре охлаждения не превышала 1% .

ИСКОМЫЕ СООТНОШЕНИЯ

При обработке экспериментальных данных определялось среднее по высоте теплообменной поверхности парциальное давление воздуха парогазовой смеси как разность между общим давлением в модели защитной оболочки и давлением насыщенного пара в смеси $P_{\text{возд}} - P_{\text{зо}} - P_{\text{нас}}$ кПа. Общее давление в модели защитной оболочки определялось по показаниям преобразователя давления. Давление насыщенного пара в смеси $P_{\text{нас}}$ определялось по усредненной температуре парогазовой смеси в объеме защитной оболочки, приравняваемой температуре насыщения при парциальном давлении пара.

Относительная массовая концентрация воздуха определялась через давление и молекулярную массу пара ($M_{\text{пара}}$) и воздуха ($M_{\text{возд}}$) в объеме модели защитной

$$\text{оболочки, } W_{\text{возд}} = \frac{P_{\text{возд}} \cdot M_{\text{возд}}}{(P_{\text{возд}} \cdot M_{\text{возд}} + P_{\text{нас}} \cdot M_{\text{пара}})}.$$

Экспериментальный коэффициент теплоотдачи при конденсации пара из паровоздушной смеси на теплообменной поверхности определялся методом «теплообменника». При этом коэффициент теплоотдачи в трубах находился через критерий Нуссельта для ламинарного и турбулентного режимов течения воды с учетом критерия Дина, характеризующего влияние кривизны S-образных каналов на поток воды [3]. Максимальное среднеквадратичное отклонение случайной погрешности измерения коэффициента теплоотдачи при конденсации пара из паровоздушной смеси на теплообменной поверхности составляло 15.4%.

Следует отметить, что существует два основных подхода в определении теплоотдачи при конденсации пара из парогазовой смеси на теплообменных поверхностях. Первый подход основан на использовании эмпирических соотношений, полученных экспериментально на различных установках и связывающих общий коэффициент теплоотдачи с параметрами парогазовой смеси в защитной оболочке (табл. 1) [4–7].

Таблица 1

Эмпирические соотношения для определения теплоотдачи при конденсации пара из паровоздушной смеси

Общий коэффициент теплоотдачи, Вт/м ² ·°С	
$\alpha = 380 \left(\frac{W_{\text{возд}}}{1 - W_{\text{возд}}} \right)^{-0.7}$	(1)
$\alpha = 430 \left(\frac{W_{\text{возд}}}{1 - W_{\text{возд}}} \right)^{-0.8}$	(2)
$\alpha = \frac{l^{0.05} [(3.7 + 0.29274 \cdot P_{\text{зо}}) - (2438 + 4.6746 \cdot P_{\text{зо}}) \log W_{\text{возд}}]}{(t_{\text{нрс}} - t_{\text{ст}})^{0.25}}$	(3)
l – линейный размер, м; $t_{\text{ст}}$ – наружная температура стенки, °С	
$\alpha = 55.653 \cdot \varepsilon_{\text{n}}^{2.344} (P_{\text{зо}} \cdot 1000)^{0.252} (t_{\text{нрс}} - t_{\text{ст}})^{0.307}$	(4)
ε_{n} – мольная концентрация пара	

При втором подходе (полуэмпирическом) предполагается описание термических сопротивлений на границе раздела теплообменная поверхность-парогазовая смесь с использованием пленочной теории и аналогии процессов тепломассооб-

мена. Коэффициент теплоотдачи в этом случае определяется двумя термическими сопротивлениями: сопротивлением пленки конденсата ($1/\alpha_{пл}$) и сопротивлением подвода пара к поверхности конденсации – диффузионным термическим сопротивлением ($1/\alpha_{диф.слой}$), которое состоит из конвективной и конденсационной частей ($1/(\alpha_{диф.слой} + \alpha_{конд})$) [7, 8]. Общая формула имеет вид

$$\alpha = \frac{1}{\frac{1}{\alpha_{пл}} + \frac{1}{\alpha_{диф.слой}}} = \frac{1}{\frac{1}{\alpha_{пл}} + \frac{1}{(\alpha_{конв} + \alpha_{конд})}}, \text{ Вт/м}^2\cdot\text{°C}. \quad (5)$$

Коэффициент теплоотдачи при пленочной конденсации пара определяется по уравнениям Нуссельта для конденсации чистого пара при ламинарном и турбулентном режимах течения конденсатной пленки с поправками на переменность физических свойств и волновой характер течения пленки [3]. Конвективная часть характеризует естественную конвекцию пара к поверхности конденсации и определяется зависимостью $Nu = f(GrPr)$, где Gr – число Грасгофа и Pr – число Прандтля [9, 10]. Конденсационная часть характеризует подвод тепла за счет конденсации пара и определяется по аналогии процессов теплообмена с определением диффузионного числа Нуссельта (Nu_d) и уравнениям диффузии. Принимается, что пар поступает к поверхности конденсации за счет диффузии, и поверхность пленки является непроницаемой для воздуха [11]. Коэффициент теплоотдачи $\alpha_{конд}$

находят по соотношению $\alpha_{конд} = \frac{j_n \cdot r}{(t_{пгс} - t_{гр.разд})}$, Вт/(м² °C) (j_n – массовый поток пара,

кг/м²·с; r – теплота парообразования, Дж/кг; $t_{гр.разд}$ – температура на поверхности конденсатной пленки, °C). Массовый поток пара, поступающий через диффузионный слой к поверхности конденсации, определяют по формуле Стефана [12]. Обобщающее соотношение для определения коэффициента теплоотдачи при конденсации пара на границе раздела пленка-паровоздушная смесь в диффузионном слое имеет вид

$$\alpha_{конд} = \frac{Nu_d \cdot D \cdot (P_{30} \cdot 1000) \cdot r}{l \cdot R_n \cdot (t_{пгс} + 273)} \cdot \frac{1}{(t_{пгс} - t_{гр.разд})} \cdot \ln \left(\frac{P_{возд.гр.разд}}{P_{возд.пгс}} \right), \text{ Вт/(м}^2\text{ °C)}, \quad (6)$$

где $P_{возд.гр.разд}$ и $P_{возд.пгс}$ – парциальное давление воздуха на поверхности пленки конденсата и в объеме парогазовой смеси, кПа; R_n – газовая постоянная для пара, Дж/кг·K; D – коэффициент диффузии. Для смеси пар-воздух

$$D = 0.24 \cdot 10^{-4} \frac{P_0}{P_{30}} \left(\frac{t_{пгс} + 273}{273} \right)^{1.75}, \text{ м}^2/\text{с}; P_0 \text{ – давление в нормальных условиях, кПа;}$$

r – теплота парообразования, Дж/кг.

Соотношение (5) может быть представлено с учетом эмпирических поправок по результатам экспериментальных данных. Например, в работе [8] предлагается соотношение для определения теплоотдачи на стенках локализирующего объема

$$\alpha_{диф.сл.} = 0.007 \cdot \frac{r \cdot k}{(P_{30}/100)^{0.33}} \left(\frac{1 - \varepsilon_r}{\varepsilon_r} \right)^{0.5} \cdot 0.0355 \left(\frac{(t_{пгс} + t_{гр.разд})/2}{100} \right)^{3.2}, \text{ Вт/(м}^2\text{ °C)} \quad (7)$$

где $k = \min \left(1, \left(\frac{t_{нас} - t_{ст}}{20} \right)^{0.33} \right)$ – поправочный коэффициент; ε_r – мольная концентрация воздуха.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

На рисунке 2 приведена зависимость коэффициента теплоотдачи со стороны паровоздушной смеси от относительной массовой концентрации воздуха в модели защитной оболочки. При повышенной концентрации воздуха $W_{\text{возд}} = 0.7$ коэффициент теплоотдачи соответствует $500 \text{ Вт}/(\text{м}^2\text{°C})$. С уменьшением концентрации воздуха термическое сопротивление парогазового диффузионного слоя за счет уменьшения его толщины снижается. Количество пара, контактирующего с теплообменной поверхностью, возрастает. Термическое сопротивление конденсатной пленки за счет наличия горизонтальных участков и поверхности с малым радиусомгиба труб оказывает незначительное влияние на теплообмен и доступ пара к поверхности конденсации. Так, при значении относительной массовой концентрации воздуха в модели защитной оболочки $W_{\text{возд}} = 0.27$ коэффициент теплоотдачи соответствует $1500 \text{ Вт}/(\text{м}^2 \text{°C})$.

Проведен сравнительный анализ экспериментальных данных с результатами расчетов по соотношениям (1)–(7) в зависимости от относительной массовой концентрации воздуха (рис. 3). В расчетных соотношениях принимались параметры, соответствующие измеряемым значениям давления, температуры парогазовой смеси, относительной массовой и мольной концентрации воздуха в модели защитной оболочки в условиях эксперимента.

Как видно из рисунка, расчет по соотношениям (1)–(3) и (5), (7) показывает занижение расчетных коэффициентов теплоотдачи относительно экспериментальных точек. Например, для соотношений (1) и (2) уменьшение расчетных от экспериментальных значений теплоотдачи составляет 1.5–2 раза, а для соотношений (3) и (5), (7), графические зависимости которых практически полностью совпадают друг с другом, отличие составляет 20–30%. Вычисление теплоотдачи по эмпирическому соотношению (4) определяется практически линейной характеристикой, которая в среднем лежит выше экспериментальных точек на 10%, но пересекает их при граничных концентрациях воздуха ($W_{\text{возд}} = 0.27$ и 0.7).

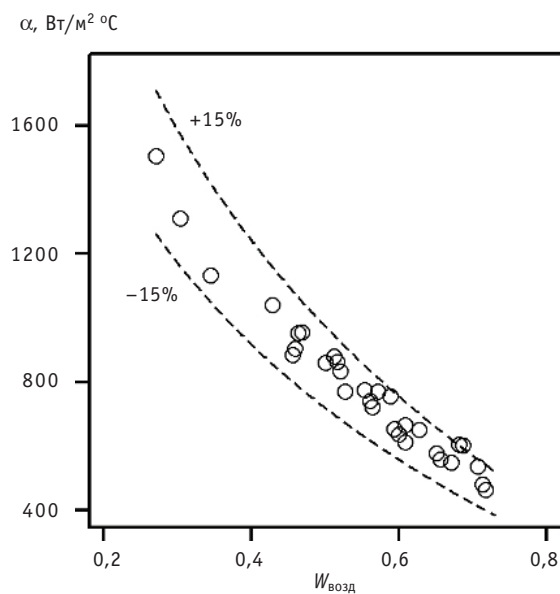


Рис. 2. Зависимость коэффициента теплоотдачи при конденсации пара из паровоздушной смеси от относительной массовой концентрации воздуха в модели защитной оболочки

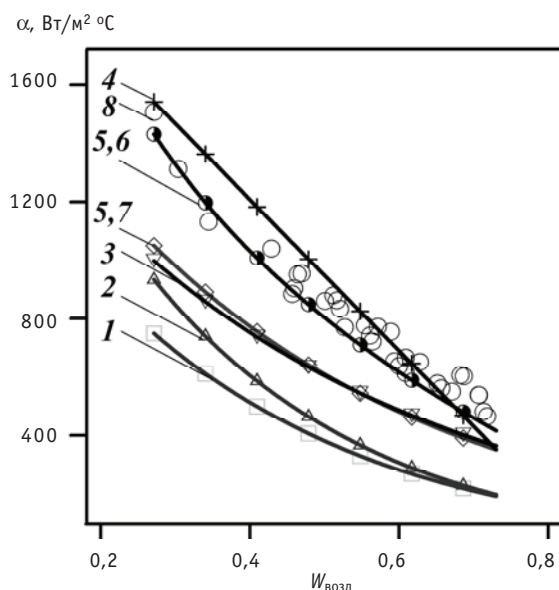


Рис. 3. Сравнительный график зависимости экспериментальных и расчетных значений теплоотдачи от относительной массовой концентрации воздуха: 1 – 4, 5, 6 и 5, 7 – расчетные зависимости, нумерация которых соответствует нумерации расчетных соотношений в тексте; 8 – экспериментальные точки

Результаты сравнения показывают преимущество использования полуэмпирической методологии расчета теплоотдачи при конденсации пара в присутствии воздуха с определением теплоотдачи по соотношениям (5), (6). Полученная графическая зависимость достаточно хорошо описывает экспериментальные точки в исследуемом диапазоне относительной массовой концентрации воздуха. Следует отметить, что эмпирическим параметром в соотношении (6) является диффузионное число Нуссельта, для определения которого используются зависимости конвективного теплообмена, в которых число Прандтля заменяется на число Прандтля диффузионное $Pr_d = \frac{\nu}{D}$. Так, в диапазоне $10^3 < GrPr < 1 \cdot 10^8$ для рассматриваемой теплообменной поверхности диффузионное число Нуссельта определяется по выражению $Nu_d = 0.54(GrPr_d)^{0.25}$.

На рисунке 4 представлены экспериментальные зависимости коэффициента теплоотдачи при конденсации пара из паровоздушной смеси от плотности теплового потока через теплообменную поверхность. Зависимости имеют линейную возрастающую характеристику для каждого диапазона относительной массовой концентрации воздуха, соответственно, чем больше плотность теплового потока, тем выше коэффициент теплоотдачи. Интенсификация теплообмена с увеличением плотности теплового потока объясняется увеличением массового потока пара к поверхности конденсации. Одинаковый угол наклона кривых позволил аппроксимировать экспериментальные данные и получить эмпирическую зависимость, связывающую общий коэффициент теплоотдачи при конденсации пара со стороны паровоздушной смеси с относительной массовой концентрацией воздуха и плотностью теплового потока. Аналогичный подход определения коэффициента теплоотдачи через концентрацию неконденсирующихся газов и плотность теплового потока предлагается для оценки среднего коэффициента теплоотдачи при конденсации пара на трубчатке парогенератора в присутствии водорода [13]. Обобщенное соотношение имеет вид

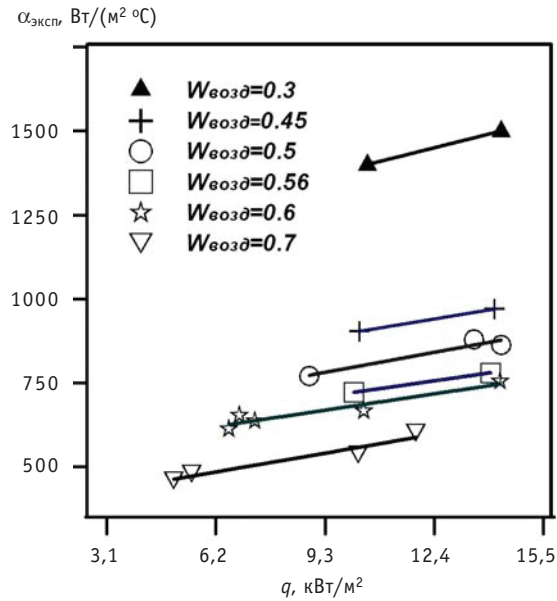


Рис. 4. Зависимость коэффициента теплоотдачи от плотности теплового потока через теплообменную поверхность в диапазоне изменения относительной массовой концентрации воздуха 0.3–0.7

$$\alpha = 55 \cdot \frac{q^{0.22}}{W_{\text{возд}}}, \text{ Вт}/(\text{м}^2\text{°С}), \quad (8)$$

где q – плотность теплового потока, Вт/м².

В диапазоне параметров $0.27 < W_{\text{возд}} < 0.7$ и $3000 < q < 16000$ Вт/м² расчет теплоотдачи по соотношению (8) описывает экспериментальные точки в пределе отклонения $\pm 10\%$ (рис. 5).

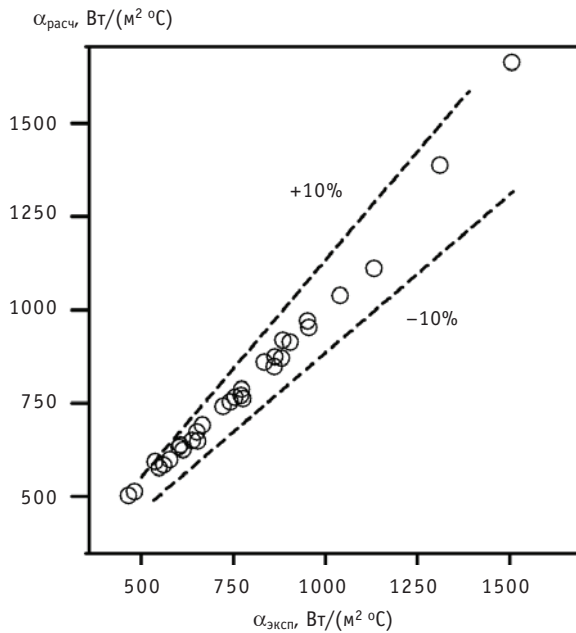


Рис. 5. Зависимость расчетных значений коэффициента теплоотдачи по соотношению (8) от экспериментальных

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Получены экспериментальные зависимости значений коэффициента теплоотдачи при конденсации пара из паровоздушной смеси на теплообменной поверхности системы снижения аварийного давления от относительной массовой концентрации воздуха и плотности теплового потока.

Проведен сравнительный анализ экспериментальных значений коэффициентов теплоотдачи с расчетными значениями. Показаны консерватизм большинства рассматриваемых расчетных значений теплоотдачи относительно экспериментальных и предпочтение для использования полуэмпирической методологии расчета теплоотдачи с определением диффузионного числа Нуссельта по зависимостям конвективного теплообмена.

Работа выполнена при частичной поддержке РФФИ, проект 08-08-01024.

Литература

1. Бахметьев А.М., Большухин М.А., Вахрушев В.В. и др. Экспериментальное обоснование контура охлаждения системы пассивного отвода тепла из защитной оболочки проекта АЭС-2006 на площадке Ленинградской АЭС//Атомная энергия. – 2009. – Т.106. – Вып. 3. – С.148-152.
2. Бахметьев А.М., Большухин М.А., Хизбуллин А.М., Камнев М.А. Экспериментальное исследование пассивной системы снижения аварийного давления в защитной оболочке РУ КЛТ-40С//Атомная энергия. – 2010. – Т.108. – Вып. 5. – С. 284-288.
3. РТМ 108.031.05-84. Оборудование теплообменное АЭС. Расчет тепловой и гидравлический. НПО ЦКТИ, 1986.
4. De la Rosa J.C., Escrivá A., Herranz L.E., Cicero T., Muñoz-Cobo J.L. Review on condensation on the containment structures//Progress in Nuclear Energy. – 2009. – 51. – 32-66.
5. Arijit Ganguli, Patel A.G., Maheshwari N.K., Pandit A.B. Theoretical modeling of condensation of steam outside different vertical geometries (tube, flat, plates) in the presence of noncondensable gases like air and helium//Nucl. Eng. and Des., 238, 2008, p.2328-2340.
6. Herranz L.E., Anderson M.H., Corradini M.L. A diffusion layer model for steam condensation within the AP600 containment. Nucl. Eng. and Des., 183, 1998, 133-150.
7. Liu H., Todreas N.E., Driscoll M.J. An experimental investigation of a passive cooling unit for nuclear plant containment//Nucl. Eng. and Des. – 2000. – 199. – 243-255.
8. Фальков А.А., Балунов Б.Ф. Исследование конденсации пара из паровоздушной смеси на стенках локализирующего объема/Тезисы докладов Межведомственной конференции «Теплофизика-92» (Обнинск, 20-22 октября 1992).
9. Кутателадзе С.С. Основы теории теплообмена. – Новосибирск: Наука, 1970.
10. РБ-040-09, «Расчетные соотношения и методики расчета гидродинамических и тепловых характеристик элементов и оборудования водоохлаждаемых ядерных энергетических установок». – М.: НТЦ ЯРБ, 2009.
11. Крюков А.П., Левашов В.Ю., Павлюкевич Н.В. Конденсация из парогазовой смеси//Инженерно-физический журнал. – 2010. – Т. 83. – №4.
12. Франк-Каменецкий Д.А. Диффузия и теплопередача в химической кинетике. – М.: Наука, 1978.
13. Трунов Н.Б., Логвинов С.А., Драгунов Ю.Г. Гидродинамические и теплохимические процессы в парогенераторах АЭС с ВВЭР. – М.: Энергоатомизда, 2001.

Поступила в редакцию 8.08.2011

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ ТЕЧЕНИЯ ВОДЫ СО СВЕРХКРИТИЧЕСКИМИ ПАРАМЕТРАМИ КОДАМИ ANSYS-CFX И STAR-CD

И.А. Чусов, А.С. Шелегов, В.И. Слободчук, В.Ф. Украинцев,

А.Н. Яркин

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск



Приведены результаты сравнительного анализа оценок, выполненных с помощью кодов ANSYS-CFX и STAR-CD, для течения воды при сверхкритических параметрах с экспериментальными данными ГНЦ РФ-ФЭИ. Оценки были проведены с использованием пяти моделей турбулентности. Показано, что результаты расчета удовлетворительно согласуются с данными экспериментов. Отдельно рассмотрен вопрос о формировании М-образного профиля скорости.

Ключевые слова: ядерный реактор, сверхкритические параметры теплоносителя, код ANSYS-CFX, код STAR-CD, турбулентность, экспериментальный участок.

Key words: nuclear reactor, supercritical parameters of coolant, ANSYS-CFX code, STAR-CD code, turbulence, experimental part.

Обоснование возможности создания инновационного реактора на сверхкритических параметрах (СКП) «Супер-ВВЭР» на современном этапе является одним из доминирующих направлений в развитии атомной энергетики РФ.

Возможность использования воды сверхкритического давления в качестве теплоносителя для водоохлаждаемых реакторов обсуждается с начала 1960-х гг. В разные годы использование в корпусных водоохлаждаемых реакторах теплоносителя со сверхкритическими параметрами рассматривалось в РНЦ «Курчатовский институт», МЭИ, ИВТАН, ГНЦ РФ-ФЭИ и целом ряде других институтов.

При расчете течений теплоносителей с СКП кроме обычных сложностей численного характера, таких как необходимость адекватного задания геометрии входной и выходной камер рассчитываемого участка, построения расчетной сетки, позволяющей наиболее точно оценить величину силы трения и интенсивность теплообмена, обеспечение сеточной независимости решения, прибавляется специфика расчета течения с сильно изменяющимися теплофизическими свойствами.

В работе преследуется цель показать, с одной стороны, возможность применения современных расчетных кодов к расчету течений с СКП в обогреваемой трубе, а с другой – провести анализ различных факторов, определяющих интенсивность процессов тепломассообмена в течениях такого типа.

© И.А. Чусов, А.С. Шелегов, В.И. Слободчук, В.Ф. Украинцев, А.Н. Яркин, 2011

Первые экспериментальные работы по течению теплоносителя с СКП в нашей стране были выполнены еще в 50-х гг. прошлого столетия. Уже в это время было отмечено, что течение теплоносителя с СКП обладает рядом специфических свойств:

- сильной немонотонной зависимостью теплоемкости, плотности, коэффициента объемного расширения и числа Прандтля от температуры;
- значительным ускорением потока по длине канала;
- большим вкладом естественной конвекции в общий механизм перемешивания, обусловленный действием сил плавучести;
- наличием области ухудшенного теплообмена.

Именно эти обстоятельства и являются основной причиной необходимости верификации кодов ANSYS-CFX и STAR-CD.

Отметим, что практически все работы зарубежных авторов [1–4], в которых приводятся результаты численных расчетов течений с СКП, касаются вычислений, в которых режим с возникновением зоны ухудшенного теплообмена намеренно или ненамеренно исключается. Однако, по мнению авторов работы, именно течения такого типа могут быть «лакмусовой бумажкой» для оценки качества расчета тем или иным расчетным кодом.

МОДЕЛЬНЫЙ ЭКСПЕРИМЕНТ

Модельный эксперимент был выполнен в ГНЦ РФ-ФЭИ [5, 6]. Экспериментальный участок (ЭУ) в первом случае представлял собой вертикальную трубу с обогреваемой длиной 1 м, а во втором случае обогреваемая длина ЭУ равнялась 4 м. В обоих случаях труба имела диаметр $D = 14 \times 2$. Материал трубы – нержавеющая сталь марки 12X18H10T. Общий вид экспериментального участка (ЭУ) показан на рис. 1. Шероховатость поверхности трубы характеризовалась средним арифметическим отклонением профиля $R_s = 0,63 - 0,80$ мкм. В качестве рабочего тела использовалась дистиллированная вода.

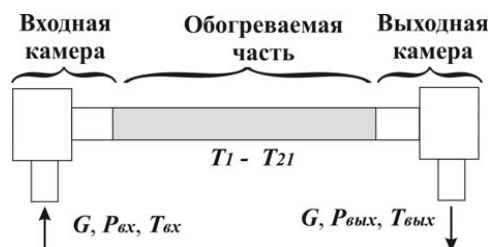


Рис. 1. Схема экспериментального участка

Измерения входной и выходной температуры воды выполнялись при помощи хромель-копелевых термопар, установленных на входе ($T_{вх1}$, $T_{вх2}$) и выходе ($T_{вых1}$, $T_{вых2}$) ЭУ. Кроме того, измерялась температура воды в месте измерения расхода ($T_{ш}$).

Температура наружной поверхности стенки трубы определялась посредством хромель-алюмелевых термопар, установленных вдоль трубы с шагом 50 мм по высоте ($T_{с1}$, $T_{с21}$). Количество термопар на стенке, закрепленных контактной сваркой и изолированных стеклянным шнуром, составляло 21 шт.

Для измерения давления воды ($P_{вх1}$, $P_{вх2}$) и перепада давления на ЭУ использовались преобразователи типа Сапфир-22ДИ и Сапфир-22ДД класса 0,25, установленные перед входом в обогреваемую часть трубы и после выхода из нее, через камеры отбора давления.

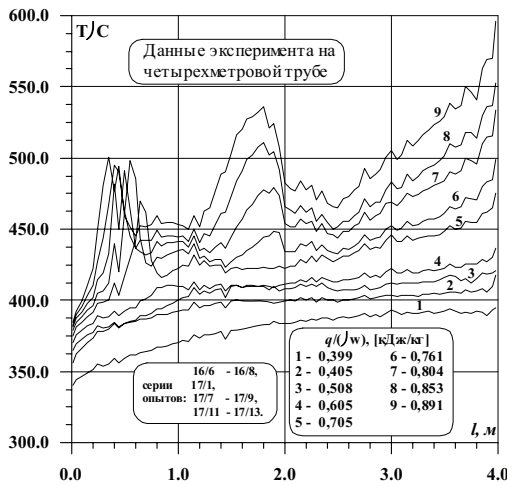


Рис. 2. Типичные результаты эксперимента. Эксперименты для $\rho w = 492-503 \text{ кг}/(\text{м}^2\text{с})$

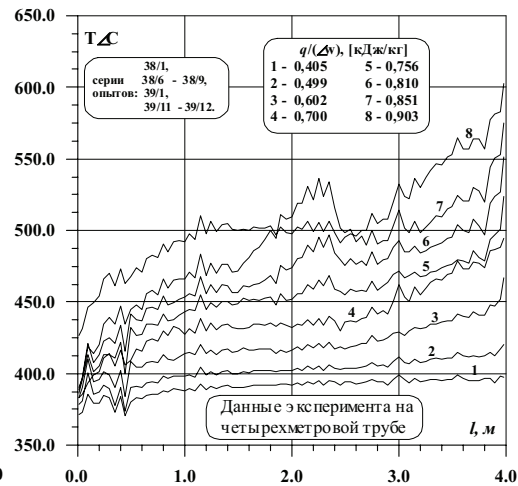


Рис. 3. Типичные результаты эксперимента. Эксперименты для $\rho w = 996-1002 \text{ кг}/(\text{м}^2\text{с})$

Обогрев ЭУ производился пропусканием по трубе переменного тока через токопроводящие шины, установленные непосредственно на трубе.

Исследования проводились при следующих режимных параметрах: 1) длина трубы 1 м, давление на входе $P_{\text{вх}} = 24,5 \text{ МПа}$, массовая скорость $\rho w = 200-10000 \text{ кг}/(\text{м}^2 \text{ с})$, температура воды на входе $T_{\text{вх}} = 50-450^\circ\text{C}$, тепловой поток $q = 200-8000 \text{ кВт}/\text{м}^2$; 2) длина трубы 4 м, давление на входе 23, 24, 25 МПа, массовая скорость $\rho w = 200-2000 \text{ кг}/(\text{м}^2 \text{ с})$, температура воды на входе $T_{\text{вх}} = 320-380^\circ\text{C}$, на выходе – $T_{\text{вых}} = 380-500^\circ\text{C}$, тепловой поток $q = 40-1200 \text{ кВт}/\text{м}^2$.

Наиболее характерные результаты измерений приведены на рис. 2 и 3 для обогреваемой трубы длиной 4 м.

РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ И РАСЧЕТНЫЕ СЕТКИ

Расчетная модель строилась в соответствии с условиями эксперимента, проведенного для обогреваемой трубы 1 м. В ходе построения расчетной модели полностью воспроизводились вход, выход и обогреваемая часть ЭУ.

Расчетная сетка для кода ANSYS-CFX [7] строилась с использованием стандартных средств, а именно, с помощью процедуры CFX-Mesh. Сетка имеет сгущение в пристеночной области, где градиенты всех составляющих скорости и температуры имеют наибольшее значение. На рисунках 4а, б в качестве примера показан фрагмент расчетной сетки, а именно, входная камера ЭУ, построенной кодом ANSYS-CFX. На рисунках 4в, д показаны фрагменты расчетной сетки, построенной кодом STAR-CD [8].

Результаты правильности построения сетки были подтверждены предварительными вариантными расчетами по исследованию сеточной независимости решения.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Вариантные расчеты были проведены для массовых скоростей 200, 500, 1000 $\text{кг}/(\text{м}^2 \text{ с})$. Такой выбор исходных параметров определялся тем, что при значении массовых скоростей 200 и 1000 $\text{кг}/(\text{м}^2 \text{ с})$ в экспериментах не наблюдалось формирование зоны ухудшенного теплообмена, которое имеет место при массовой скорости $\rho w = 500$.

На рисунке 5 приведены некоторые результаты расчетов в сравнении с экспериментальными данными. Из рисунков видно, что код ANSYS-CFX качественно вер-

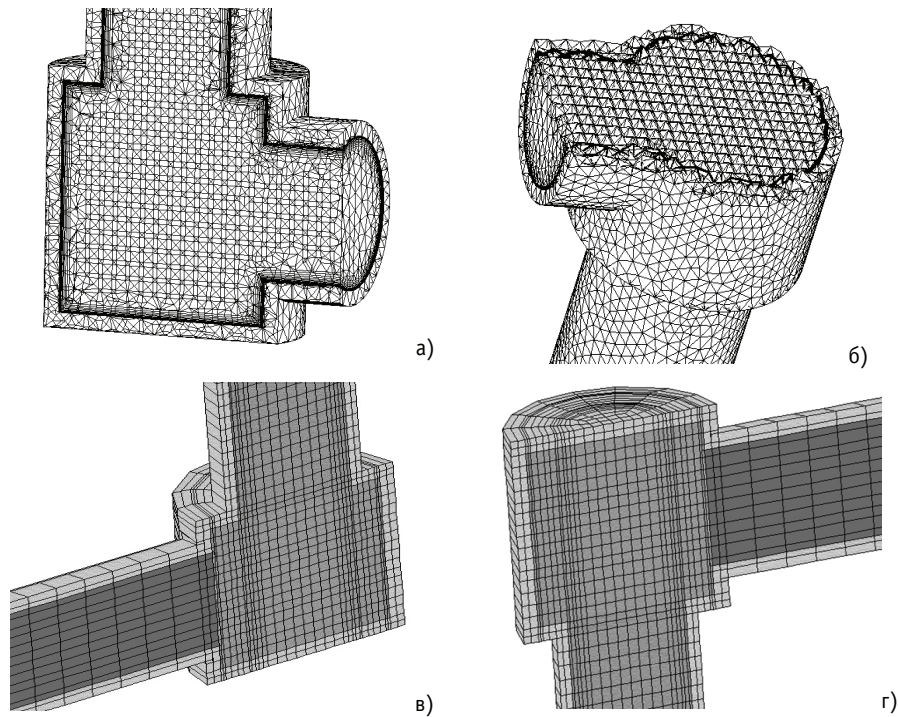


Рис. 4. Расчетные сетки, сформированные кодом ANSYS-CFX: а) вход в ЭУ; б) выход из ЭУ и кодом STAR-CD: в) вход в ЭУ; г) выход из ЭУ

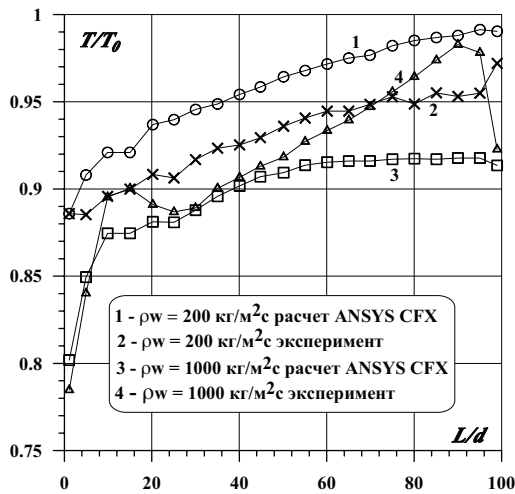


Рис. 5. Результаты расчетов для режимов с $\rho_w = 200 \text{ кг/м}^2 \text{ с}$ и $\rho_w = 1000 \text{ кг/м}^2 \text{ с}$ соответственно

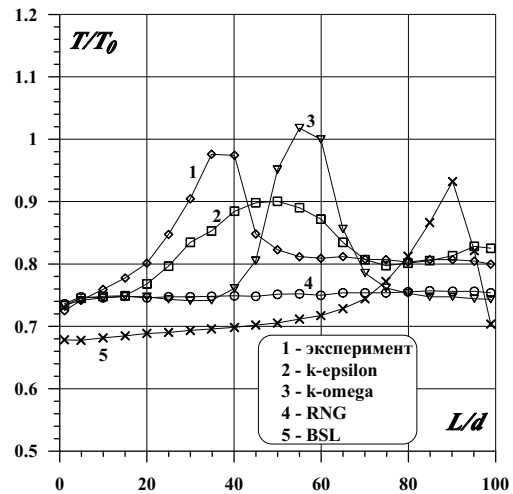


Рис. 6. Сравнение данных эксперимента $\rho_w = 500 \text{ кг/м}^2 \text{ с}$ с расчетом по различным моделям турбулентности

но отражает характеристики теплообмена при сверхкритических параметрах. Однако в количественном отношении различие с экспериментом может быть достаточно существенным. На этом рисунке T_0 – начальная температура на входе.

На рисунке 6 показаны варианты расчетов с зоной ухудшенного теплообмена. В ходе анализа результатов расчета был сделан вывод, что они сильно зависят от способа задания теплофизических свойств воды. Чем точнее задание свойств воды,

тем лучше соответствие результатов расчета с экспериментальным данным. Последнее хорошо объясняется резким изменением теплофизических свойств воды в зоне ухудшенного теплообмена.

Как показали расчеты наши и других авторов [4], результаты численного моделирования очень чувствительны к точности задания теплофизических параметров теплоносителя. Отметим что в случае полиномиального задания теплофизических свойств воды в соответствии с IF-97, видимо, необходимо проводить расчет на 64-х разрядных компьютерах, так как вычисление свойств воды на 32-х разрядных компьютерах приводит к значительным вычислительным погрешностям.

В таблице 1 приведено значение максимальной относительной ошибки между результатами расчетов с помощью различных моделей турбулентности и данными опытов в области ухудшенного теплообмена. Расчет был проведен со значениями констант в моделях турбулентности, заданных по умолчанию.

Таблица 1

Модель	<i>LRR</i>	<i>k-ε</i>	<i>k-Ω</i>	<i>BSL</i>	<i>RNG k-ε</i>	<i>SST</i>
Расхождение, %	32,2	14,5	32,5	36,9	32,2	25,8

Анализ табл. 1 указывает на большое расхождение между данными опытов и результатами расчета. Моделью с наименьшей погрешностью оказалась классическая *k-ε*-модель. Такое большое расхождение хорошо объясняется, если рассмотреть картины линий тока во входной (рис. 7) и выходной камерах (рис. 8). Кроме того, наличие явно выраженных вихревых структур в середине (рис. 9а) и конце (рис. 9б) обогреваемого участка сильно влияет на температуру стенки, по которой проводится сравнение результатов расчета и эксперимента.

Основной вывод, который должен быть сделан из анализа рис. 7–9, – это либо использовать канал большей длины, что повлечет за собой частичную или полную

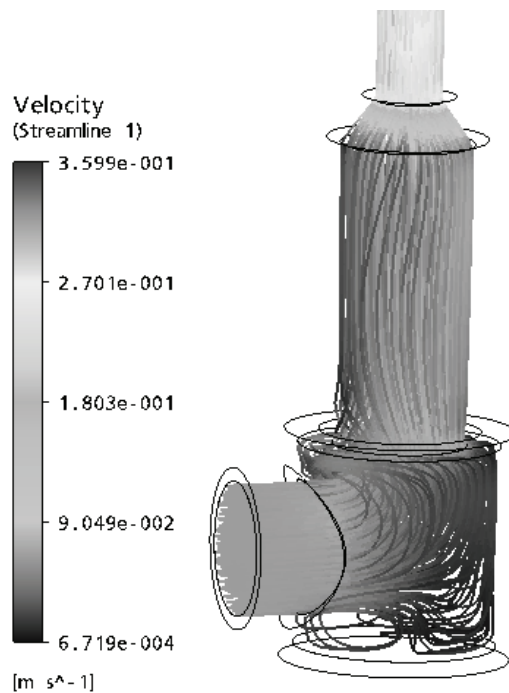


Рис. 7. Линии тока в объеме входной камеры

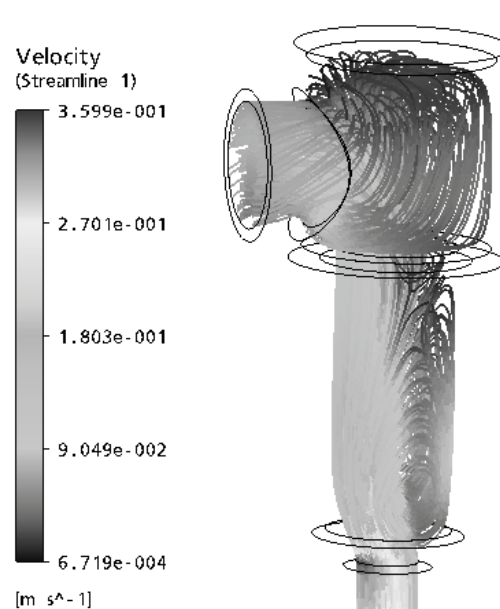


Рис. 8. Линии тока в объеме выходной камеры

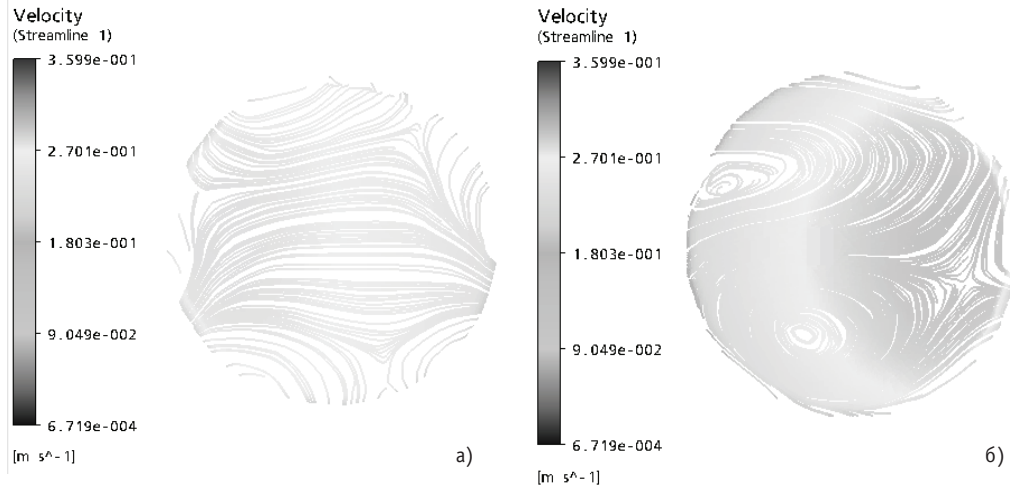


Рис. 9. Поле скоростей в середине (а) и в конце обогреваемого участка (б) $\rho_w = 1000 \text{ кг}/(\text{м}^2 \text{ с})$

стабилизацию потока, либо устанавливать на входе в канал устройство для гашения турбулентных пульсаций и устранения вихреобразования, например, хонейкомб.

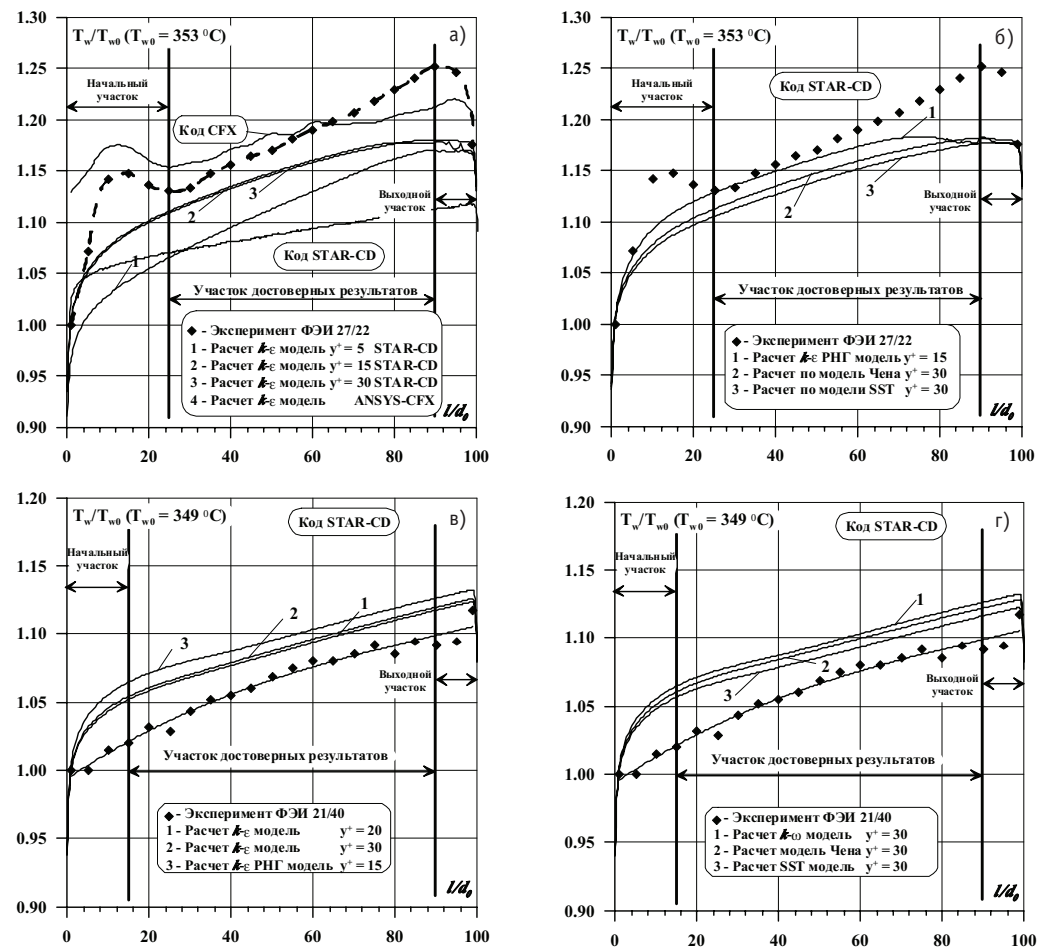


Рис. 10. Сравнение результатов расчета по коду STAR-CD с данными опытов

Еще более радикальным является способ со сглаживанием условий входа и выхода из ЭУ. Однако последнее не представляется возможным, поскольку в этом случае технически очень сложно организовать токоподвод к ЭУ.

На рисунке 10 представлено сравнение данных расчета по коду STAR-CD [8] с опытными данными ГНЦ РФ-ФЭИ. При проведении расчетов использовались модели турбулентности, которые реализованы в этой программе, со стандартным набором констант.

При проведении расчетов делалась попытка изменения динамической координаты y^+ . В целом можно отметить удовлетворительное согласие данных расчета и эксперимента. Анализ зависимостей на рис. 10 показывает, что во всех случаях наблюдается завышение расчетного значения температуры по сравнению с опытом. Последнее, видимо, можно объяснить отличием механизма генерации (диссипации) кинетической энергии турбулентности при СКП от такого же механизма при течении «классического» теплоносителя.

Результаты расчета области ухудшенного теплообмена кодом STAR-CD приведены на рис. 11. Хорошо видно, что код STAR-CD даже «не схватывает» повышение температуры.

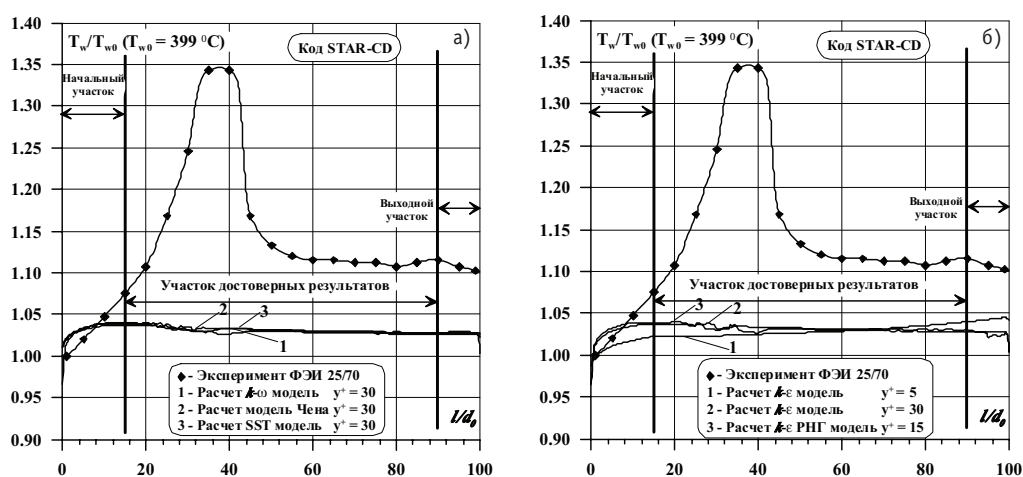


Рис. 11. Сравнение данных расчета и эксперимента в области ухудшенного теплообмена

Этот эффект можно объяснить несколькими причинами, в основном, вычислительного характера, наиболее вероятная из которых – некорректность в определении теплофизических свойств флюида, обусловленная потерей точности расчета (см. обсуждение выше).

М-ОБРАЗНЫЙ ПРОФИЛЬ. ЧИСЛЕННЫЙ АНАЛИЗ

Отличительной чертой течений со сверхкритическими параметрами является формирование М-образного профиля скорости. Перестройка профиля из «классического» логарифмического в М-образный происходит за счет разницы плотностей в пристеночной области и центре потока. Максимум скорости смещается в пристеночную область, где $\partial U/\partial x = 0$, и, следовательно, касательное напряжение равно нулю. Образование М-образного профиля приводит к эффекту образования динамического «запирающего слоя», препятствующего переносу тепла и импульса, за счет уменьшения турбулентного перемешивания и величин пульсаций скорости и температуры. Именно эти обстоятельства и приводят к ухудшению теплообмена.

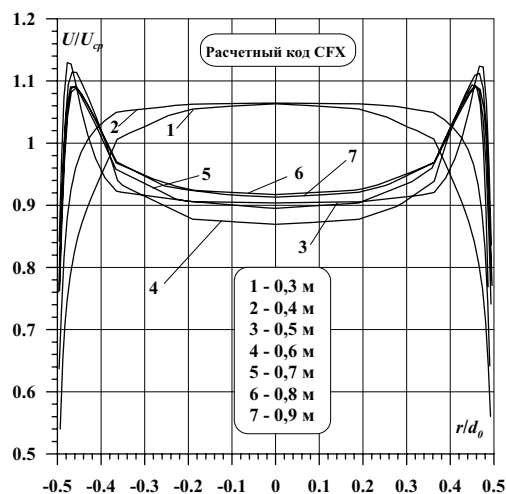


Рис. 12. Профиль скорости в различных сечениях обогреваемой трубы

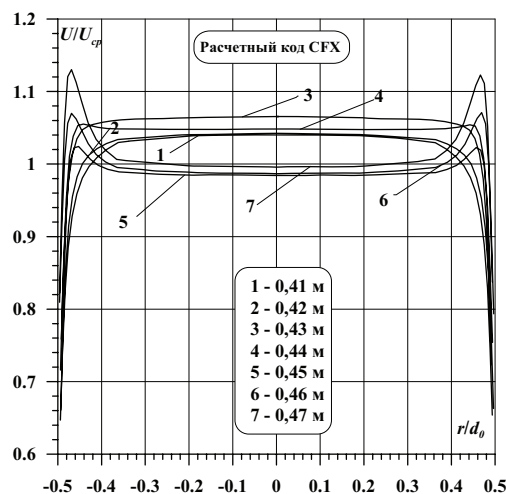


Рис. 13. Формирование М-образного профиля скорости

На рисунке 12 приведены результаты расчета всего ЭУ кодом ANSYS-CFX. Из рисунка видно, что формирование М-образного профиля происходит на длине » 10 см (на участке от 0,4 до 0,5 м от входа в ЭУ). На рисунке 13 показан участок, где по данным расчета начинается формирование М-образного профиля.

Из рисунка видно, что в начале перестройки профиль скорости становится более «наполненным», а затем происходит локальное ускорение потока в пристенной области. При этом точка максимума скорости смещается в пристенную область, приближая «запирающий слой» к стенке. Последнее в свою очередь приводит к увеличению локальной температуры стенки канала.

Работа поддержана грантом «02.740.11.0185 по ФЦП «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России».

Литература

1. Cheng X, Kuang B, Yang Y.H. Numerical analysis of heat transfer in supercritical water cooled flow channel//Nuclear Engineering and Design. – 2007. – 237. – P. 240-252.
2. Cheng X., Laurien E., Yang Y.H. CFD Analysis of Heat Transfer in Supercritical Water in Different Flow Channels. Proceedings of GLOBAL 2005 (Tsukuba, Japan, Oct., 2005). – Paper № 369.
3. Misawa T, Nakatsuka T, Yoshida H, Takase K. Numerical Analysis of Heat Transfer Experiment of Supercritical Pressure Water and Freon in a Rod bundle/16th Pacific Basin Nuclear Conference (16PBNC) (Aomori, Japan, Oct. 13-18, 2008). – Paper ID P16P1065.
4. Misawa N., Yoshida H., Tamai H., Takase K. Numerical analysis of heat transfer test of supercritical water in a tube using the three-dimensional two-fluid model code/Proceedings of the 16th International Conference on Nuclear Engineering. ICONE16-48690, May 11-15, 2008, Orlando, Florida, USA.
5. Кириллов П.Л., Пометько Р.С., Смирнов А.М., Грабежная В.Л. Исследование теплообмена при сверхкритических давлениях воды в трубах и пучках стержней/Препринт ФЭИ-3051. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2005. – 52 с.
6. Кириллов П.Л., Ложкин В.В., Смирнов А.М. Исследование границ ухудшенных режимов канала при сверхкритических давлениях/Препринт ФЭИ-2988. – Обнинск, 2003.
7. Ansys CFX: <http://www.ansys.com/> (дата обращения: 28.05.2011).
8. STAR-CD <http://www.cd-adapco.com/products/STAR-CD/index.html> (дата обращения: 28.05.2011).

Поступила в редакцию 17.06.2011

ПОВЫШЕНИЕ ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ И ЗАЩИЩЕННОСТИ ТОПЛИВА ЛЕГКОВОДНЫХ РЕАКТОРОВ ПРИ СОВМЕСТНОМ ВВЕДЕНИИ В ЕГО СОСТАВ ^{231}Pa И ^{237}Np

Г.Г. Куликов, Е.Г. Куликов, Э.Ф. Крючков, А.Н. Шмелев

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва



Обосновано использование элементов ^{231}Pa и ^{237}Np в составе топливной композиции легководных реакторов в качестве выгорающих поглотителей, которые позволяют снизить начальный запас реактивности, существенно увеличить кампанию топлива и достичь сверхглубокого выгорания, а также повысить защищенность топлива от распространения. Введение ^{237}Np в состав топливной композиции позволило бы снизить требования к содержанию ^{231}Pa , который труднодоступен в существенных количествах. В то же время ^{237}Np присутствует в отработанном ядерном топливе энергетических реакторов, и в настоящее время не только не используется, но и представляет проблему с точки зрения его хранения и переработки. Поэтому целесообразно рассматривать пути его вовлечения в ядерный топливный цикл.

Ключевые слова: протактиний-231, нептуний-237, выгорающий поглотитель, легководный реактор, начальный запас реактивности, глубокое выгорание, сверхдлинная кампания, защищенность топлива от распространения.

Key words: protactinium-231, neptunium-237, burnable absorber, light water reactor, initial reactivity excess, high fuel burn-up, ultra long fuel lifetime, proliferation protection of fuel.

ВВЕДЕНИЕ

Среди основных проблем, стоящих перед ядерной энергетикой, можно отметить повышение эффективности использования топлива (наиболее распространенный тип реакторов – легководные – имеет выгорание на уровне 4–6% т.а. [1], т.е. лишь небольшая доля ядерного топлива расходуется для выработки электроэнергии). В работе показано, что введение в состав топливной композиции легководных реакторов таких элементов, как ^{231}Pa и ^{237}Np позволило бы существенно увеличить кампанию топлива и достичь сверхглубокого выгорания, а кроме того, повысить защищенность топлива от распространения.

В работе [2] рассматривалось введение ^{231}Pa в состав топливной композиции с целью повышения глубины выгорания топлива. При этом отмечалось, что увеличение кампании топлива до значительных времен (несколько десятков лет) позво-

лит уменьшить число перегрузок или исключить их вообще (реактор «Black Box» – «черный ящик»). Реакторы, способные работать без замены топлива длительное время, могут найти применение на станциях для удаленных районов, на плавучих атомных станциях, как источник энергии в космосе (базы на Луне, Марсе; космические аппараты, предназначенные для дальних полетов в космос).

В работе [2] делается вывод о том, что хотя в будущем благодаря термоядерным реакторам наработка ^{231}Pa станет возможной в существенных количествах, в настоящее время его накопление затруднительно. Иными словами, в ближней перспективе сомнительна возможность практической реализации предложенного способа повышения глубины выгорания топлива легководных реакторов.

Элемент ^{237}Np и его цепочка нуклидных превращений в нейтронном поле обладает схожими с ^{231}Pa свойствами с точки зрения возможности существенного увеличения кампании топлива и достижения сверхглубокого выгорания. Введение ^{237}Np в состав топливной композиции позволило бы, обеспечивая сверхглубокое выгорание топлива, снизить требования к содержанию ^{231}Pa , который труднодоступен в существенных количествах (или на некоторое время полностью заменить ^{231}Pa на ^{237}Np).

Нептуний присутствует в отработанном ядерном топливе (ОЯТ) энергетических реакторов и в настоящее время не только не используется, но и представляет проблему с точки зрения его хранения и переработки. Поэтому целесообразно рассматривать пути его вовлечения в ядерный топливный цикл.

Следует заметить, что так же, как и в работе [2], вопрос о достижении сверхглубокого выгорания рассматривается только с точки зрения выбора состава топливной композиции, а материаловедческий аспект не анализируется. Отметим, однако, что в экспериментальных твэлах на реакторе БОР-60 было достигнуто выгорание более 30% т.а. (виброуплотненное оксидное топливо в стальной оболочке) [3].

ФИЗИЧЕСКИЕ ПРЕДПОСЫЛКИ ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ

Сравним три цепочки нуклидных превращений: реализованную на практике «традиционную», начинающуюся с ^{238}U ($^{238}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow ^{240}\text{Pu} \rightarrow \dots$), и «нетрадиционные», в которых стартовыми нуклидами являются ^{231}Pa ($^{231}\text{Pa} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow \dots$) и ^{237}Np ($^{237}\text{Np} \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow \dots$) (рис. 1). Величины сечений радиационного захвата (σ_c) и деления (σ_f) представлены для условий активной зоны с плотностью теплоносителя $\gamma_{\text{T/Н}} = 0.72 \text{ г/см}^3$ (спектр нейтронов легководного реактора типа ВВЭР-1000). Реакция β -распада на рисунке опущена.

Можно видеть, что в «нетрадиционной» цепочке превращений, начинающейся с протактиния ^{231}Pa , размножающие свойства нуклидов улучшаются: стартовый нуклид (^{231}Pa) является поглотителем нейтронов, у второго нуклида (^{232}U) деление уже преобладает над захватом, а третий нуклид (^{233}U) хорошо делится. В данной «нетрадиционной» цепочке наблюдается комбинация двух следующих друг за другом делящихся нуклидов (^{232}U и ^{233}U). В то же время, в «традиционной» цепочке третий нуклид (^{240}Pu) является поглотителем нейтронов.

Таким образом, при использовании «нетрадиционной» цепочки, начинающейся с протактиния, поглощение нейтронов продуктами деления и выгорание делящихся нуклидов в процессе работы реактора в определенной степени компенсируются подпиткой от ^{231}Pa (благодаря образованию двух следующих друг за другом делящихся нуклидов ^{232}U и ^{233}U). Это позволяет говорить о принципиальной возможности увеличения кампании топлива и повышения глубины выгорания.

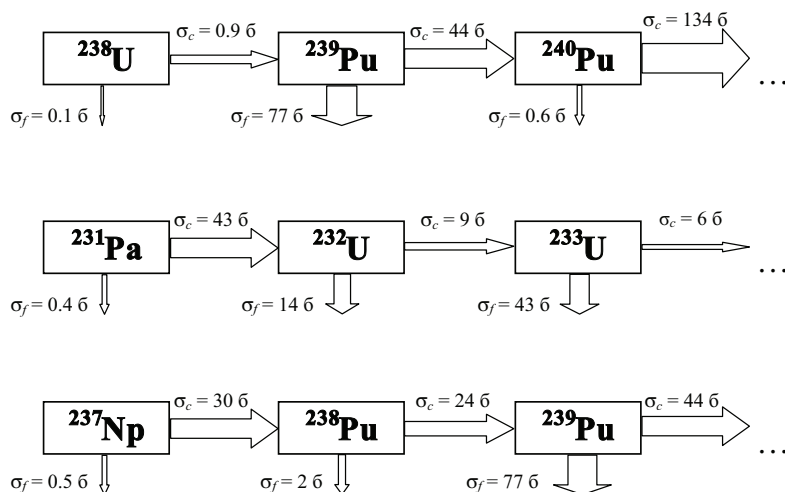


Рис. 1. Цепочки нуклидных превращений: ($^{238}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow ^{240}\text{Pu} \rightarrow \dots$), ($^{231}\text{Pa} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow \dots$) и ($^{237}\text{Np} \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow \dots$) (плотность теплоносителя $\gamma_{\text{T/н}} = 0.72 \text{ г/см}^3$)

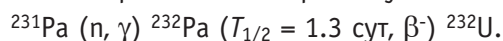
Отметим, что в топливе, используемом в реакторах типа ВВЭР-1000, подпитка от ^{238}U гораздо слабее из-за меньшего в десятки раз сечения захвата ^{238}U (0.9 б) по сравнению с сечением захвата ^{231}Pa (43 б) (см. рис. 1).

В отличие от цепочки нуклидных превращений ($^{231}\text{Pa} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow \dots$) цепочка $^{237}\text{Np} \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow \dots$ выглядит не так привлекательно, поскольку второй нуклид (^{238}Pu) является поглотителем в тепловом спектре нейтронов реактора типа ВВЭР-1000 ($\gamma_{\text{T/н}} = 0.72 \text{ г/см}^3$). Вместе с тем, размножающие свойства ^{238}Pu заметно улучшаются в резонансном спектре нейтронов. Так, в условиях активной зоны с плотностью теплоносителя $\gamma_{\text{T/н}} = 0.1 \text{ г/см}^3$ сечения радиационного захвата и деления ^{238}Pu оказывается близкими по величине (около 2 б). Поэтому в резонансном спектре нейтронов ^{238}Pu можно рассматривать как умеренно делящийся нуклид, хотя с точки зрения размножающих свойств он все-таки уступает ^{232}U (сечения радиационного захвата и деления которого составляют 2 и 5 барн соответственно).

Таким образом, как в тепловом, так и резонансном спектрах нейтронов цепочка нуклидных превращений, начинающаяся с протактиния, является более предпочтительной с точки зрения размножающих свойств составляющих ее нуклидов по сравнению с цепочкой нуклидных превращений, начинающейся с нептуния.

Важно отметить, что при введении ^{231}Pa или ^{237}Np в состав топливной композиции коэффициент размножения нейтронов на начало кампании существенно снижается, т.к. сечение захвата ^{231}Pa и ^{237}Np более чем на порядок превосходит сечение захвата ^{238}U (см. рис. 1). Поэтому наличие ^{231}Pa или ^{237}Np в составе топливной композиции позволяет иметь повышенное обогащение по делящемуся нуклиду при невысоком начальном запасе реактивности. Данное обстоятельство в значительной мере способствует повышению глубины выгорания топлива.

Теперь рассмотрим физические предпосылки повышения защищенности топлива при введении в него ^{231}Pa и ^{237}Np . Наличие в составе топливной композиции ^{231}Pa способствует интенсивной наработке ^{232}U при облучении топлива в реакторе:



Как известно [4], нуклид ^{232}U рассматривается как денатурирующий для уранового топлива. Данный изотоп урана является мощным источником тепла (за счет α -распада), а также нейтронов спонтанного деления (1300 н/с·кг [5]); кроме того, испускаемые им α -частицы способны генерировать нейтроны в (α, n)-реакциях

на ядрах легких элементов, которые всегда присутствуют в делящемся материале в виде примесей [6]. Внутреннее тепловыделение осложнит создание и поддержание в рабочем состоянии ядерного взрывного устройства из денатурированного урана, а в случае его создания повышенный нейтронный фон снизит энергетический выход такого устройства.

Что же касается вопроса о том, представляет ли сам нуклид ^{231}Pa опасность с точки зрения его потенциального использования в ядерных взрывных устройствах (ЯВУ), то можно отметить следующее. Критическая масса ^{231}Pa составляет 750 кг [7], что примерно соответствует критической массе урана, обогащенного до 20% по ^{235}U (который, согласно рекомендациям МАГАТЭ, является материалом непрямого использования [8]).

Введение в состав топливной композиции ^{237}Np способствует интенсивной наработке ^{238}Pu при облучении топлива в реакторе: $^{237}\text{Np} (n, \gamma) ^{238}\text{Np} (T_{1/2} = 2.1 \text{ сут}, \beta^-) ^{238}\text{Pu}$.

Нуклид ^{238}Pu рассматривается в качестве денатурирующего для плутония [4, 9]. Аналогично ^{232}U , изотоп ^{238}Pu является мощным источником тепла α -распада (570 Вт/кг [7]), что может привести к перегреву материалов, где он используется.

Важно отметить, что критическая масса ^{237}Np составляет около 57 кг [7], что примерно соответствует критической массе высокообогащенного урана. Он так же, как и ^{235}U , характеризуется рекордно низкой интенсивностью генерации нейтронов спонтанного деления [7]. Поэтому наличие в топливе нептуния, который может быть выделен с помощью химических методов, в принципе, нежелательно. Однако его невысокое содержание представляется приемлемым, так как его введение позволяет обеспечить защищенность плутониевой фракции.

Поскольку ^{231}Pa , ^{232}U , ^{237}Np и ^{238}Pu являются, по сути, малораспространенными нуклидами, то рассмотрим их нейтронно-физические свойства.

СРАВНЕНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ^{231}Pa , ^{232}U , ^{237}Np И ^{238}Pu

Подобно ^{238}U элементы ^{231}Pa и ^{237}Np можно рассматривать в качестве сырьевых нуклидов, которые практически не делятся тепловыми и промежуточными нейтронами, но способствуют наработке делящихся материалов (с той оговоркой, что нарабатываемый из нептуния ^{238}Pu может считаться делящимся материалом лишь в достаточно жестком спектре нейтронов). Зависимость сечения захвата ^{238}U и ^{231}Pa от энергии нейтрона представлена на рис. 2. Отметим, что энергетические зависимости сечения захвата ^{231}Pa и ^{237}Np схожи, поэтому для сохранения наглядности на рисунке представлена только энергетическая зависимость сечения захвата ^{231}Pa .

Отметим два важных обстоятельства. Во-первых, как уже упоминалось, в тепловой области энергий сечение захвата ^{231}Pa (и ^{237}Np) много больше, чем ^{238}U . В частности, для тепловых нейтронов ($V = 2200 \text{ м/с}$): $\sigma_c (^{231}\text{Pa}) = 202 \text{ б}$, $\sigma_c (^{237}\text{Np}) = 178 \text{ б}$, $\sigma_c (^{238}\text{U}) = 2.7 \text{ б}$. В связи с этим топливная композиция, имеющая в своем составе ^{231}Pa и ^{237}Np , характеризуется высокой скоростью накопления делящихся материалов (^{232}U из ^{231}Pa ; ^{238}Pu из ^{237}Np).

Второе важное обстоятельство заключается в том, что резонансы ^{238}U и ^{231}Pa (^{237}Np) энергетически разнесены. Резонансы протактиния и нептуния начинаются в области достаточно низкой энергии (порядка 0.5 эВ) (рис. 2). Это означает, что введение протактиния (или нептуния) в состав топливной композиции приведет к дополнительному «выведанию» тепловых и эпитепловых нейтронов (рис. 3).

Из рисунка 3 следует, что полная замена в топливе ^{238}U на ^{231}Pa (или ^{237}Np) (с увеличением содержания делящегося материала для сохранения критичности)

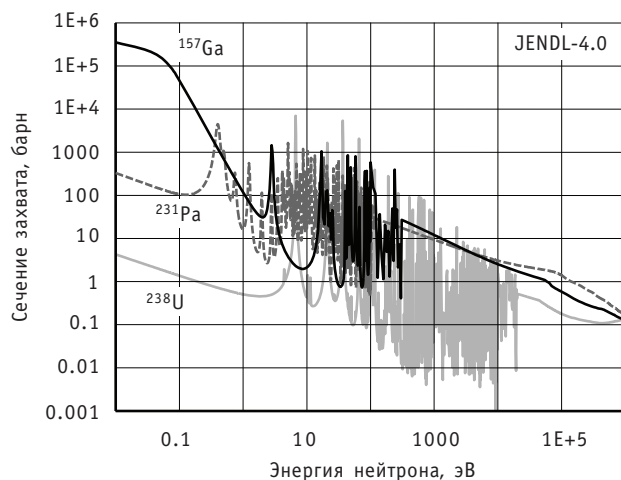


Рис. 2. Зависимость сечения захвата ^{238}U , ^{231}Pa и ^{157}Gd от энергии нейтрона

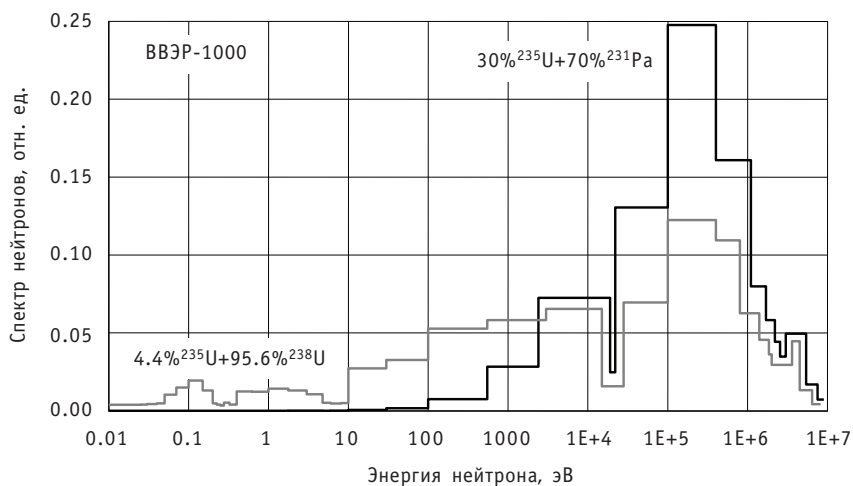


Рис. 3. Влияние протактиния на спектр нейтронов

приводит к значительному изменению спектра нейтронов. Можно видеть, что в то время как спектр нейтронов реактора типа ВВЭР-1000 с типичной урановой загрузкой характеризуется важной долей тепловых и эпитепловых нейтронов, при введении в топливо существенной доли ^{231}Pa (или ^{237}Np) тепловая и эпитепловая (до 1 кэВ) части спектра становятся незначительными. Поэтому в данном случае для достижения глубокого выгорания в качестве конструкционного материала можно использовать сталь. Действительно, при уменьшении доли тепловых и эпитепловых нейтронов поглощение в элементах, входящих в состав стали, снижается. Вместе с тем использование стальной оболочки способствует сохранению работоспособности твэла при более глубоком выгорании по сравнению с оболочкой, выполненной из циркония и сплавов на его основе.

Важно отметить, что в определенном смысле ^{231}Pa и ^{237}Np можно рассматривать также и в качестве выгорающих поглотителей: в течение кампании они выгорают на 60–90% (превращаются в делящиеся нуклиды), а их сечение захвата на порядок превосходит сечение захвата сырьевого нуклида ^{238}U (см. рис. 1). При этом ^{231}Pa и ^{237}Np можно сравнить с известным выгорающим поглотителем – гадолинием (^{157}Gd), достаточно широко используемым в легководных реакторах.

В результате такого сравнения можно заключить, что протактиний и нептуний как выгорающие поглотители выгодно отличаются от гадолиния по следующим причинам. Во-первых, их сечение поглощения не так велико, как у гадолиния (см. рис. 2), и поэтому их стабилизирующее влияние на размножающие свойства топлива сказывается существенно дольше, чем при использовании гадолиния. Во-вторых, в отличие от гадолиния протактиний и нептуний играют две роли: сначала – выгорающего поглотителя, а затем – делящегося материала (за счет образования делящегося нуклида ^{232}U , а затем и ^{233}U из протактиния; или ^{238}Pu , а затем и ^{239}Pu из нептуния).

Теперь рассмотрим свойства ^{232}U , который образуется в результате реакции захвата на ^{231}Pa и последующем β -распаде ($T_{1/2} (^{232}\text{Pa}) = 1.3$ сут), и свойства ^{238}Pu , который образуется в результате реакции захвата на ^{237}Np и последующем β -распаде ($T_{1/2} (^{238}\text{Np}) = 2.1$ сут). Подобно ^{235}U элемент ^{232}U относится к делящимся нуклидам, а ^{238}Pu в зависимости от спектра нейтронов является поглотителем (применительно к тепловому спектру нейтронов) или умеренно делящимся материалом (применительно к резонансному спектру нейтронов). Зависимость сечения деления ^{235}U , ^{232}U и ^{238}Pu от энергии нейтрона представлена на рис. 4.

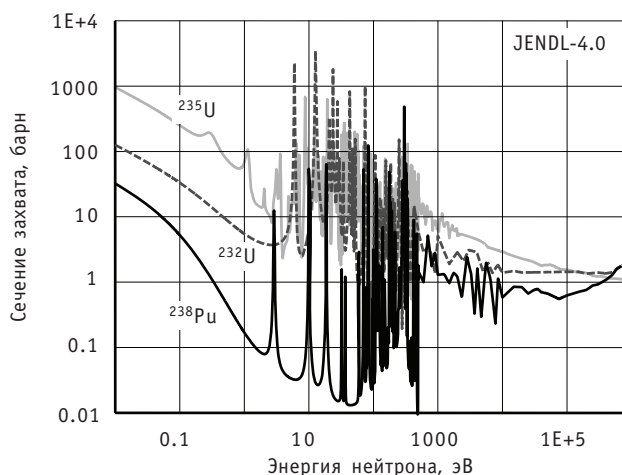


Рис. 4. Зависимость сечения деления ^{235}U , ^{232}U и ^{238}Pu от энергии нейтрона

Можно видеть, что в тепловой области энергий сечение деления ^{232}U существенно ниже, чем ^{235}U . В то же время данные нуклиды характеризуются примерно одинаковым сечением захвата; в частности, для тепловых нейтронов ($V = 2200$ м/с) $\sigma_c (^{232}\text{U}) = 73$ б, $\sigma_c (^{235}\text{U}) = 99$ б. Поэтому в тепловой области энергий размножающие свойства ^{232}U уступают ^{235}U , что подтверждается рис. 5, на котором представлена величина $(\nu_{ef} - 1)$, т.е. число избыточных нейтронов на один поглощенный нейтрон (ν_{ef} – число вторичных нейтронов на один поглощенный нейтрон).

В то время как в тепловой области ^{235}U выглядит предпочтительнее ^{232}U , в резонансной области их размножающие свойства сближаются, а в области быстрых нейтронов ^{232}U уже имеет явное преимущество перед ^{235}U . Поэтому можно полагать, что введение ^{231}Pa с целью повышения выгорания топлива окажется более эффективным в резонансном и быстром спектрах нейтронов.

Что касается ^{238}Pu , то его сечение деления существенно ниже, чем ^{235}U и ^{232}U в тепловой и резонансной областях энергий и находится примерно на одном уровне в быстрой области энергий (рис. 4). Поэтому в тепловой и резонансной областях энергий с точки зрения размножающих свойств ^{238}Pu уступает как ^{235}U , так и

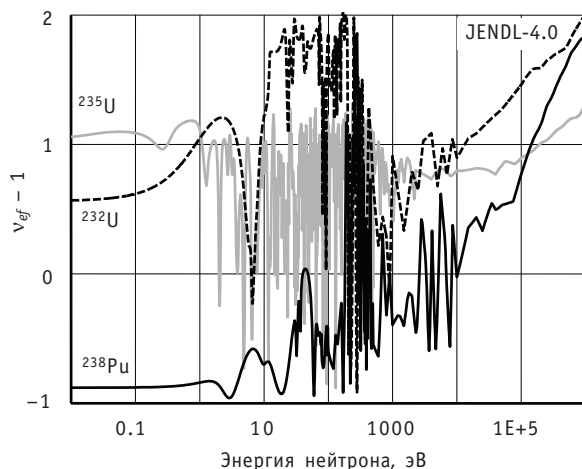


Рис. 5. Энергетическая зависимость числа избыточных нейтронов на один поглощенный нейтрон для ^{235}U , ^{232}U и ^{238}Pu

^{232}U , что наглядно демонстрируется на рис. 5. Кроме того, из рис. 5 видно, что в тепловой области энергий ^{238}Pu является поглотителем, а в резонансной области энергий – умеренно делящимся материалом.

Из вышесказанного следует, что в тепловом и резонансном спектрах нейтронов цепочка, начинающаяся с протактиния, имеет преимущество с точки зрения размножающих свойств входящих в нее нуклидов (а значит, потенциально, с точки зрения длительности кампании и глубины выгорания топлива) перед цепочкой, начинающейся с нептуния.

В перспективных легководных реакторах, например, со сверхкритическими параметрами теплоносителя, в части активной зоны, куда входит теплоноситель, спектр нейтронов близок к спектру нейтронов водо-водяного реактора типа ВВЭР (плотность теплоносителя составляет около 0.72 г/см^3), а в другой части (где нагретый теплоноситель выходит из активной зоны) наблюдается резонансный спектр нейтронов (плотность теплоносителя составляет около 0.1 г/см^3) [10].

В связи с этим проанализируем улучшение нейтронно-физических свойств топливной композиции при введении в нее протактиния ^{231}Pa и нептуния ^{237}Np (по отдельности и совместно) применительно к двум величинам плотности легководного теплоносителя:

- $\gamma_{\text{T/Н}} = 0.72 \text{ г/см}^3$ (характерно для существующих легководных реакторов типа ВВЭР);
- существенно меньшая плотность $\gamma_{\text{T/Н}} = 0.1 \text{ г/см}^3$ (характерно для разрабатываемых в настоящее время реакторов нового поколения с сверхкритическими параметрами теплоносителя).

УЛУЧШЕНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ И ЗАЩИЩЕННОСТИ ТОПЛИВА

Все последующие расчеты, связанные с выгоранием топлива, представляют собой расчеты эквивалентной ячейки, выполненные с помощью расчетного комплекса SCALE-4.3 [11] с использованием библиотеки ядерных данных ENDF/B-V. Рассматривается элементарная ячейка реактора типа ВВЭР-1000 с оксидным топливом в предположении, что конструкционным материалом тепловыделяющих элементов является мартенситная сталь МА956, имеющая следующий состав: 74.5% Fe + 20% Cr + 4.5% Al + 0.5% Ti + 0.5% Y_2O_3 [12].

Топливная решетка с плотностью легководного теплоносителя $\gamma_{т/н} = 0.72 \text{ г/см}^3$

Для условий активной зоны с плотностью теплоносителя $\gamma_{т/н} = 0.72 \text{ г/см}^3$ сравним следующие топливные композиции: топливную композицию на основе ^{235}U и ^{238}U ; топливную композицию, в которой присутствует небольшая добавка ^{231}Pa , что позволяет «задействовать» «нетрадиционную» цепочку нуклидных превращений ($^{231}\text{Pa} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow \dots$); а также топливную композицию, в которой присутствует небольшая добавка ^{237}Np , что позволяет «задействовать» «нетрадиционную» цепочку нуклидных превращений ($^{237}\text{Np} \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow \dots$).

Изменение коэффициента размножения нейтронов в бесконечной среде (K_∞) в процессе выгорания топлива представлено на рис. 6 и 7 (введение ^{231}Pa и ^{237}Np соответственно).

Из рисунка 6 можно видеть, что при замещении ^{238}U на ^{231}Pa коэффициент размножения нейтронов на начало кампании существенно снижается, т.е. уменьшается первоначальный запас реактивности, который требуется компенсировать. Это

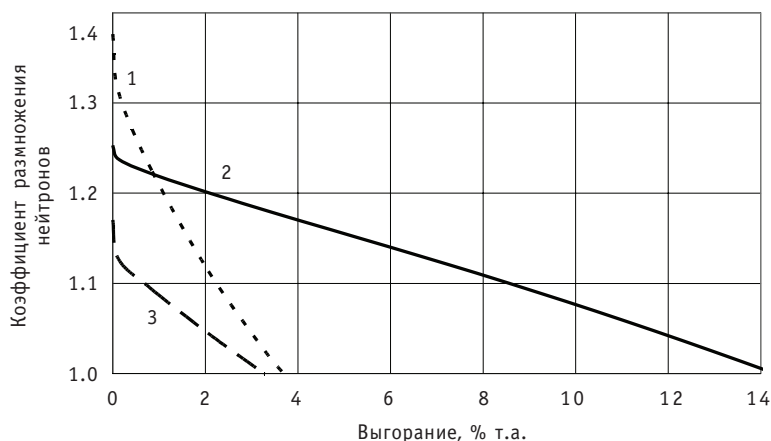


Рис. 6. Влияние введения ^{231}Pa на коэффициент размножения нейтронов (плотность теплоносителя $\gamma_{т/н} = 0.72 \text{ г/см}^3$; малая добавка ^{231}Pa): 1 – 4.4% ^{235}U + 95.6% ^{238}U ; 2 – 19% ^{235}U + 77% ^{238}U + 4% Pa ; 3 – 4.4% ^{235}U + 94.6% ^{238}U + 1% Pa

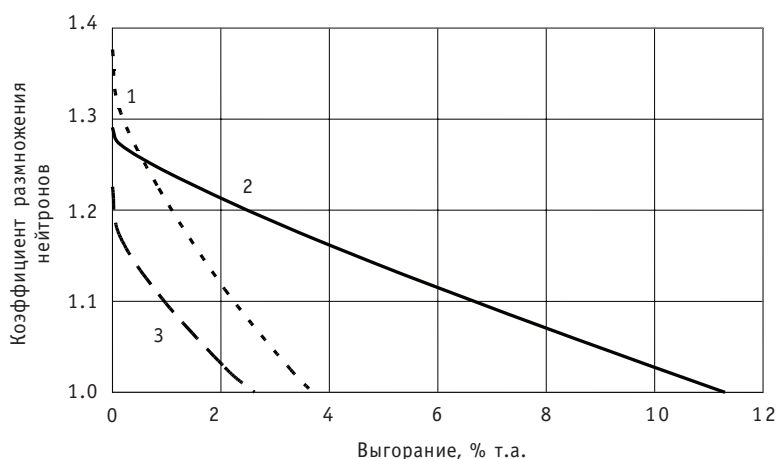


Рис. 7. Влияние введения ^{237}Np на коэффициент размножения нейтронов (плотность теплоносителя $\gamma_{т/н} = 0.72 \text{ г/см}^3$; малая добавка ^{237}Np): 1 – 4.4% ^{235}U + 95.6% ^{238}U ; 2 – 19% ^{235}U + 77% ^{238}U + 4% ^{237}Np ; 3 – 4.4% ^{235}U + 94.6% ^{238}U + 1% ^{237}Np

обусловлено тем, что сечение захвата ^{231}Pa более чем на порядок превосходит сечение захвата ^{238}U (см. рис. 1). Вместе с тем, благодаря значительному сечению захвата ^{231}Pa , наблюдается эффективное воспроизводство двух следующих друг за другом делящихся нуклидов (^{232}U и ^{233}U), и поэтому введение ^{231}Pa в состав топлива приводит к более плавному спаду коэффициента размножения нейтронов в процессе выгорания.

Наличие ^{231}Pa в составе топливной композиции позволяет иметь повышенное обогащение по делящемуся нуклиду (^{235}U) при невысоком начальном запасе реактивности (см. график для топлива ($19\% \text{ } ^{235}\text{U} + 77\% \text{ } ^{238}\text{U} + 4\% \text{ } ^{231}\text{Pa}$) на рис. 6). Данное обстоятельство, а также эффективное воспроизводство делящихся нуклидов (^{232}U и ^{233}U) из протактиния способствуют существенному повышению глубины выгорания топлива (в рассматриваемом случае – до 14% т.а.).

Из сопоставления рис. 6 и 7 следует, что по сравнению с ^{231}Pa введение в состав топливной композиции ^{237}Np оказывается не столь эффективным с точки зрения повышения глубины выгорания. В данном случае увеличение глубины выгорания достигается за счет возможности иметь повышенное обогащение по делящемуся нуклиду (^{235}U) при фиксированном начальном запасе реактивности. Потенциальные возможности цепочки нуклидных превращений ($^{237}\text{Np} \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow \dots$) не реализуются, так как второй нуклид цепочки ^{238}Pu слабо делится в рассматриваемом спектре нейтронов, а следующий за ним ^{239}Pu не успевает разделиться (см. рис. 1). Тем не менее, благодаря повышенному обогащению по делящемуся нуклиду, топливная композиция $19\% \text{ } ^{235}\text{U} + 77\% \text{ } ^{238}\text{U} + 4\% \text{ } ^{237}\text{Np}$ позволяет достичь выгорания более 10% т.а.

Преимущество цепочки нуклидных превращений ($^{231}\text{Pa} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow \dots$) перед цепочкой ($^{237}\text{Np} \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow \dots$) в рассматриваемом спектре нейтронов демонстрируется на рис. 8. Сравниваются топливные композиции, содержащие небольшую добавку протактиния (4% ^{231}Pa), небольшую добавку нептуния (4% ^{237}Np) и одновременное введение обоих нуклидов (2% $^{231}\text{Pa} + 2\% \text{ } ^{237}\text{Np}$). Можно видеть, что замещение ^{237}Np на ^{231}Pa сопровождается повышением глубины выгорания топлива.

Отметим, что во всех вышеприведенных расчетах доля ^{235}U в урановой фракции свежего топлива составляет не более 20%. Соответствующий делящийся материал, согласно рекомендациям МАГАТЭ, является материалом непрямого исполь-

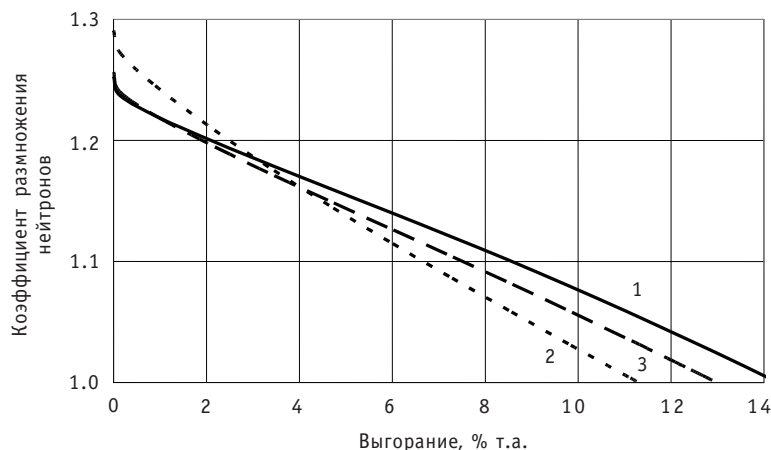


Рис. 8. Влияние введения ^{231}Pa и ^{237}Np на коэффициент размножения нейтронов (плотность теплоносителя $\gamma_{т/н} = 0.72 \text{ г/см}^3$; малая добавка ^{231}Pa и ^{237}Np): 1 – $19\% \text{ } ^{235}\text{U} + 77\% \text{ } ^{238}\text{U} + 4\% \text{ } ^{231}\text{Pa}$; 2 – $19\% \text{ } ^{235}\text{U} + 77\% \text{ } ^{238}\text{U} + 4\% \text{ } ^{237}\text{Np}$; 3 – $19\% \text{ } ^{235}\text{U} + 77\% \text{ } ^{238}\text{U} + 2\% \text{ } ^{231}\text{Pa} + 2\% \text{ } ^{237}\text{Np}$

зования [8]. Кроме того, как отмечалось выше, введение в состав топливной композиции ^{231}Pa способствует защищенности урановой фракции, а введение ^{237}Np – защищенности плутониевой фракции, которая присутствует в ОЯТ. В частности, для свежего топлива изотопного состава 19% ^{235}U + 77% ^{238}U + 4% ^{237}Np доля ^{238}Pu в плутониевой фракции ОЯТ составляет 43%. Согласно работе [13], гипотетическое ЯВУ имплозивного типа, собранное на основе плутония, содержащего 43% ^{238}Pu , сохраняет работоспособность не более восьми часов.

Таким образом, как урановая, так и плутониевая фракции рассматриваемых топливных композиций являются достаточно защищенными материалами с точки зрения их неконтролируемого распространения.

Увеличим начальную долю делящегося нуклида (^{235}U) в такой мере, чтобы даже при полном замещении ^{238}U на ^{231}Pa коэффициент размножения нейтронов на начало кампании составлял величину порядка 1.1. Расчетным путем выяснено, что для этого потребуется введение в топливо 50% ^{235}U . Изменение коэффициента размножения нейтронов в процессе выгорания при переходе от «традиционной» (на основе ^{238}U) к «нетрадиционным» (на основе ^{231}Pa и ^{237}Np) топливным композициям представлено на рис. 9.

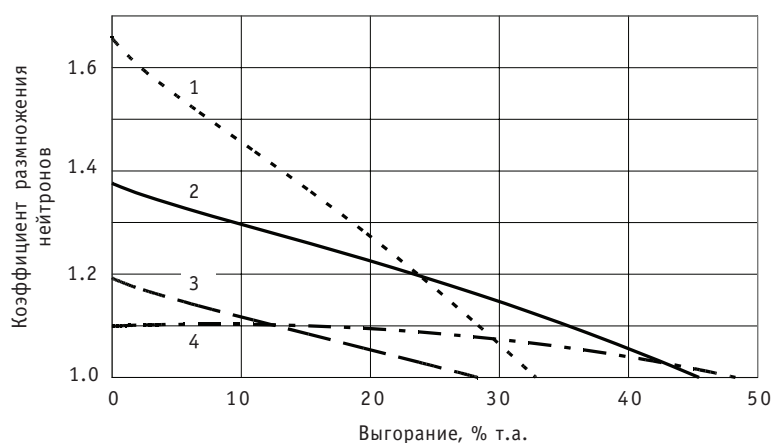


Рис. 9. Достижение сверхглубокого выгорания за счет введения ^{231}Pa и ^{237}Np (плотность теплоносителя $\gamma_{T/H} = 0.72$ г/см³; значительная добавка ^{231}Pa и ^{237}Np): 1 – 50% ^{235}U +50% ^{238}U ; 2 – 67% ^{235}U + 3% ^{231}Pa + 30% ^{237}Np ; 3 – 50% ^{235}U +50% ^{237}Np ; 4 – 50% ^{235}U +50% ^{231}Pa

Как видно из рис. 9, при использовании топлива на основе урана (50% ^{235}U + 50% ^{238}U) начальный запас реактивности весьма существенен: $K_{\infty}(0) \approx 1.65$; при этом достижимое выгорание составляет 33% т.а. Введение ^{231}Pa в топливо приводит к снижению начального запаса реактивности и в то же время к увеличению глубины выгорания топлива. При полной замене ^{238}U на протактиний (50% ^{235}U + 50% ^{231}Pa) коэффициент размножения нейтронов остается практически неизменным и близким к единице на протяжении всей кампании, что свидетельствует о том, что поглощение нейтронов продуктами деления и выгорание имеющихся в топливе делящихся нуклидов почти полностью компенсируются воспроизводством новых делящихся нуклидов из протактиния.

Спектр нейтронов становится резонансным благодаря значительному поглощению в протактинии, существенная часть которого (около 80%) переходит в делящиеся нуклиды (^{232}U и ^{233}U), успевающие выгорать, поддерживая таким образом реактивность и обеспечивая сверхглубокое выгорание, близкое к 48% т.а. (рис. 9).

Введение ^{237}Np в состав топливной композиции также приводит к снижению начального запаса реактивности и более плавному спаду коэффициента размно-

жения нейтронов в процессе выгорания. Однако образующийся из ^{237}Np изотоп плутония ^{238}Pu является поглотителем нейтронов в рассматриваемом спектре нейтронов, т.е. он не способен поддерживать реактивность и обеспечивать повышение выгорания, ухудшая нейтронный баланс цепной реакции.

Если предположить, что реактор имеет загрузку по тяжелому металлу, аналогичную для реактора типа ВВЭР-1000 (около 66 т), и работает на тепловой мощности 3000 МВт (тепл.), данное выгорание соответствует длительности кампании около 30-ти лет.

Топливная решетка с плотностью легководного теплоносителя

$$\gamma_{\text{T/H}} = 0.1 \text{ г/см}^3$$

Применительно к условиям активной зоны реактора с закритическими параметрами теплоносителя ($\gamma_{\text{T/H}} = 0.1 \text{ г/см}^3$) сравним топливную композицию на основе ^{235}U и ^{238}U ; топливную композицию, в которой присутствует ^{231}Pa , что реализует «нетрадиционную» цепочку нуклидных превращений ($^{231}\text{Pa} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow ^{233}\text{U} \dots$), и топливную композицию, в которой присутствует ^{237}Np , что реализует «нетрадиционную» цепочку нуклидных превращений ($^{237}\text{Np} \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow \dots$).

Изменение коэффициента размножения нейтронов в процессе выгорания топлива представлено на рис. 10 и 11 (введение ^{231}Pa и ^{237}Np соответственно).

Сопоставление рис. 6 и 10 позволяет заключить, что в топливной решетке с уменьшенной плотностью теплоносителя ($\gamma_{\text{T/H}} = 0.1 \text{ г/см}^3$) спектр нейтронов по своему характеру является резонансным, что способствует улучшению размножающих свойств ^{232}U , а поэтому введение в топливо даже умеренной доли ^{231}Pa (15%) позволяет повысить глубину выгорания почти вдвое.

При ужесточении спектра нейтронов (при переходе от плотности теплоносителя $\gamma_{\text{T/H}} = 0.72 \text{ г/см}^3$ к плотности $\gamma_{\text{T/H}} = 0.1 \text{ г/см}^3$) размножающие свойства ^{238}Pu значительно улучшаются (см. рис. 5), и его можно рассматривать в качестве умеренно делящегося нуклида. Поэтому в более жестком спектре нейтронов ($\gamma_{\text{T/H}} = 0.1 \text{ г/см}^3$) введение ^{237}Np более оправданно (ср. рис. 7 и 11).

Вместе с тем даже при плотности теплоносителя $\gamma_{\text{T/H}} = 0.1 \text{ г/см}^3$ по сравнению с ^{231}Pa при введении ^{237}Np глубина выгорания топлива увеличивается в меньшей степени. Это говорит о том, что даже в резонансном спектре нейтронов цепочка

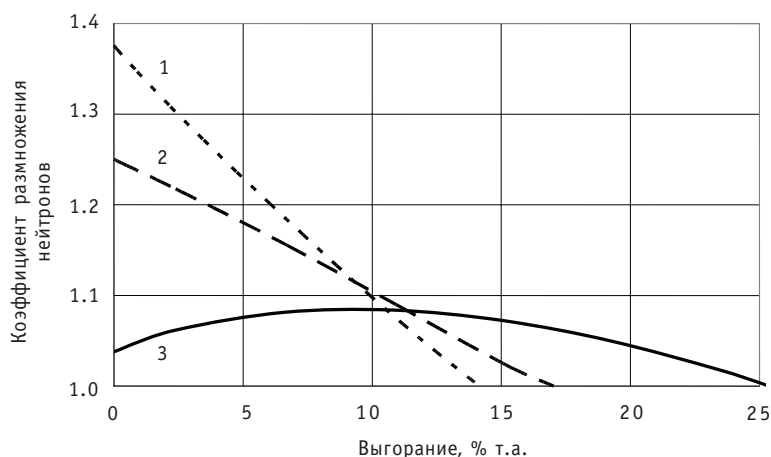


Рис. 10. Влияние введения ^{231}Pa на коэффициент размножения нейтронов (плотность теплоносителя $\gamma_{\text{T/H}} = 0.1 \text{ г/см}^3$; малая добавка ^{231}Pa): 1 – 20% ^{235}U + 80% ^{238}U ; 2 – 19% ^{235}U + 77% ^{238}U + 4% ^{231}Pa ; 3 – 17% ^{235}U + 68% ^{238}U + 15% ^{231}Pa

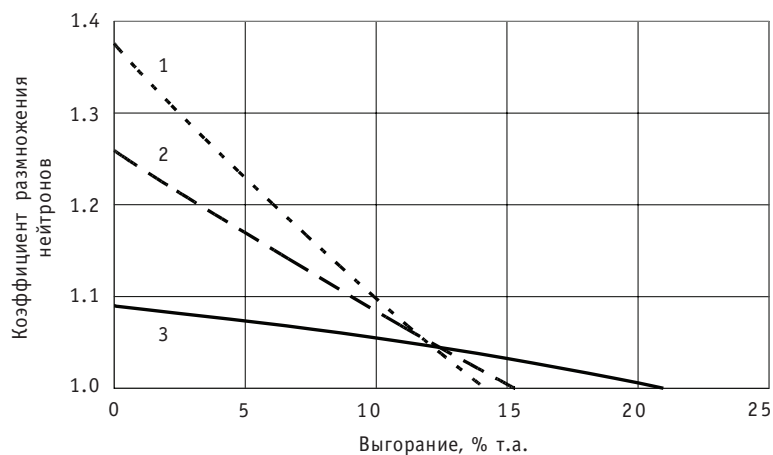


Рис. 11. Влияние введения ^{237}Np на коэффициент размножения нейтронов (плотность теплоносителя $\rho_{\text{T/н}} = 0.1 \text{ г/см}^3$; малая добавка ^{237}Np): 1 – 20% ^{235}U + 80% ^{238}U ; 2 – 19% ^{235}U + 77% ^{238}U + 4% ^{237}Np ; 3 – 17% ^{235}U + 68% ^{238}U + 15% ^{237}Np

нуклидных превращений, начинающаяся с ^{231}Pa , имеет преимущество перед цепочкой, начинающейся с ^{237}Np . Как упоминалось ранее, это связано с тем обстоятельством, что размножающие свойства ^{232}U превосходят размножающие свойства ^{238}Pu как в тепловом, так и в резонансном спектрах нейтронов (см. рис. 5).

Увеличим долю делящегося нуклида (^{235}U) до такого уровня, что даже при полном замещении ^{238}U на ^{231}Pa коэффициент размножения нейтронов на начало кампании составлял бы величину порядка 1.1 (рис. 12).

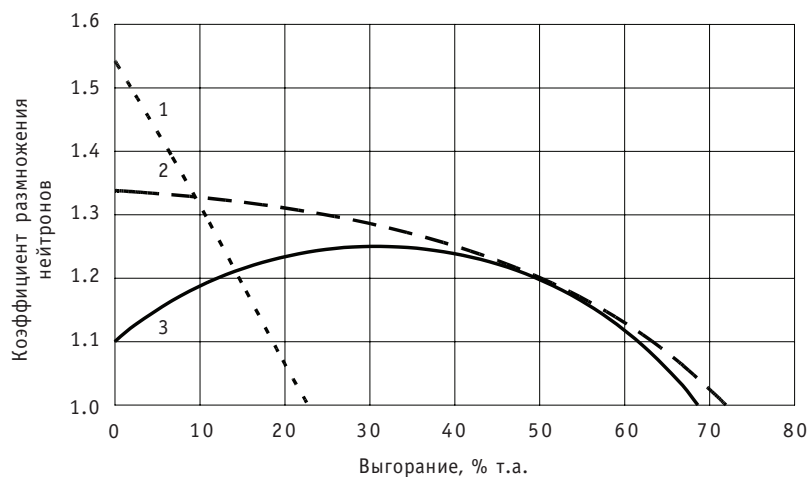


Рис. 12. Достижение сверхглубокого выгорания за счет введения ^{231}Pa и ^{237}Np (плотность теплоносителя $\rho_{\text{T/н}} = 0.1 \text{ г/см}^3$; значительная добавка ^{231}Pa и ^{237}Np): 1 – 30% ^{235}U +70% ^{238}U ; 2 – 30% ^{235}U +70% ^{237}Np ; 3 – 30% ^{235}U +70% ^{231}Pa

При значительной доле ^{231}Pa (или ^{237}Np) в составе топливной композиции спектр нейтронов становится быстрорезонансным, и происходит дальнейшее улучшение размножающих свойств протактиниевой и нептуниевой цепочек, что позволяет поддерживать критичность до достижения очень глубокого выгорания ~ 70% т.а. (рис. 12).

ВЫВОДЫ

1. Обосновано использование ^{231}Pa и ^{237}Np в качестве «выгорающих» поглотителей, особенность которых состоит в том, что они позволяют не только снизить начальный запас реактивности, но и существенно повысить глубину выгорания топлива.

2. Использование ^{231}Pa и ^{237}Np в тепловом и резонансном спектрах нейтронов позволяет достигать весьма глубокого выгорания (около 30% т.а.).

Литература

1. Burnup – Wikipedia, the free encyclopedia [Электронный ресурс]. – 2011. – Режим доступа: <http://en.wikipedia.org/wiki/Burnup>, свободный. – Загл. с экрана. – Яз. англ.
2. Шмелев А.Н., Куликов Е.Г., Куликов Г.Г. // Повышение глубины выгорания топлива легководных реакторов при введении в его состав протактиния ^{231}Pa // Ядерная физика и инжиниринг (в печати).
3. Грачев А.Ф., Маершин А.А., Голованов В.Н., Цыканов В.А., Бычков А.В., Шишалов О.В. // Опыт и перспективы использования твэлов на основе виброуплотненного оксидного топлива/Международная научно-техническая конференция «Атомная энергетика и топливные циклы» (Москва-Дмитровград, Россия, 1 – 5 декабря, 2003 г.).
4. De Volpi A. // Denaturing Fissile Materials. Progress in Nuclear Energy. – 1982. – V. 10. – № 2. – P. 161-220.
5. Райли Д., Энслин Н., Смит Х. и Крайнер С. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов. – М.: Бином, 2000.
6. Mark J.C. // Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium. Science and Global Security, 1993. Vol. 4. P. 111-128.
7. Критическая масса – Wikipedia, the free encyclopedia [Электронный ресурс]. – 2011. – Режим доступа: http://ru.wikipedia.org/wiki/Критическая_масса, свободный. – Загл. с экрана. – Яз. рус.
8. The Structure and content of agreements between the Agency and States required in connection with the Treaty on the non-proliferation of nuclear weapons. INFCIRC/153 (Corrected). – IAEA, 2007.
9. Kessler G. Plutonium Denaturing by ^{238}Pu // Nuclear Science and Engineering. – 2007. – V. 155. – P. 53-73.
10. Куликов Е.Г., Шмелев А.Н., Куликов Г.Г. Нейтронно-физические характеристики (^{233}U - ^{238}U)-топлива в легководном реакторе со сверхкритическими параметрами теплоносителя // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 2. – С. 27-38.
11. Цветков П.В. Объединенный одномерный расчет изменения состава топлива в процессе облучения в реакторе и радиационных характеристик облученного топлива с помощью комплекса программ SCALE (версия 4.3). – М.: 1998.
12. INCOLOY MA 956 Mechanical Alloying – Mechanical Engineer [Электронный ресурс]. – 2008. – Режим доступа: <http://www.pageranknet.com/mechanical-engineer/mechanical-engineer-archives/52-INCOLOY-MA-956-Mechanical-Alloying.html>, свободный. – Загл. с экрана. – Яз. англ.
13. Куликов Е.Г., Шмелев А.Н., Апсэ В.А., Куликов Г.Г. Расчетные модели для количественной оценки защищенности делящихся материалов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 2. – С. 3-14.

Поступила в редакцию 20.09.2011

ВВЕДЕНИЕ РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА В СОСТАВ ТОПЛИВА ЛЕГКОВОДНЫХ РЕАКТОРОВ КАК СПОСОБ ЗАЩИТЫ ОТ РАСПРОСТРАНЕНИЯ

А.Ю. Смирнов*, В.А. Апсэ*, В.Д. Борисевич*, В.Б. Глебов*,
Г.А. Сулаберидзе*, А.Н. Шмелев*, А.А. Дудников**, Е.А. Иванов**,
В.А. Невиница**, Н.Н. Пономарев-Степной**

**Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва*

***Российский научный центр «Курчатовский Институт», г. Москва*



Рассмотрен подход повышения защищенности топлива легководных реакторов по отношению к нерегламентированному его использованию при экспортных поставках. Показано, что исходной точкой для создания топлива с повышенной внутренней защищенностью является применение регенерированного урана. Использование регенерированного урана затрудняет переключение ядерного материала из ТВС благодаря наличию изотопа ^{232}U , содержание которого повышается при попытке обогатить уран, извлеченный из свежего топлива. В сочетании с ограничением доступа к технологиям разделения изотопов путем создания международных центров по обогащению урана, а также в сочетании с унификацией требований по мощности дозы ионизирующих излучений от свежих ТВС эта техническая мера может существенно снизить риск распространения, связанный с экспортными поставками топлива из низкообогащенного урана.

Ключевые слова: риск распространения, регенерированный уран, ядерный материал, обогащение урана, нерегламентированное использование, легководный реактор, экспортные поставки.

Key words: proliferation risk, reprocessed uranium, nuclear material, uranium re-enrichment, illegal use, light-water reactors, export deliveries.

ВВЕДЕНИЕ

Сегодняшний уровень технологий по обогащению урана коренным образом отличается от существовавшего 30 – 40 лет назад, когда основным методом разделения изотопов урана была чрезвычайно энергоемкая газовая диффузия. В этих условиях наиболее эффективным путем несанкционированного создания арсенала ядерных боеприпасов представлялась наработка плутония. Затраты, связанные с этим, могли позволить себе далеко не все государства. К тому же ограничения на

© А.Ю. Смирнов, В.А. Апсэ, В.Д. Борисевич, В.Б. Глебов, Г.А. Сулаберидзе, А.Н. Шмелев, А.А. Дудников, Е.А. Иванов, В.А. Невиница, Н.Н. Пономарев-Степной, 2011

распространение знаний, технологий и оборудования, необходимых для производства ядерных взрывных устройств (ЯВУ), служили, в определенной степени, естественным барьером на пути распространения ядерного оружия.

Создание высокоскоростных центрифуг привело к появлению технологии, позволяющей производить высокообогащенный уран с существенно меньшими энергетическими затратами и намного более скрытно, чем в случае применения газодиффузионной технологии. Развитие индустрии добычи, производства и потребления урана, а также окончание холодной войны, способствовавшее возвращению в сферу энергетики оружейного урана, существенно повысили доступность ядерных материалов. Ведущиеся в настоящее время работы по созданию транспортабельных АЭС приведут к значительному расширению географии использования атомной энергии. Однако основы современного режима нераспространения были заложены в то время, когда уровень развития ядерных технологий радикально отличался от сегодняшнего и от того, каким он может быть в обозримом будущем. Тем не менее, современный режим нераспространения по-прежнему опирается на выводы об опасности ядерных материалов и ядерных технологий, сделанные на начальном этапе развития атомной энергетики, т.е. не учитывается сегодняшнее состояние технологий обогащения урана.

НОВЫЙ ПОДХОД К ОЦЕНКЕ РИСКОВ НЕСАНКЦИОНИРОВАННОГО РАСПРОСТРАНЕНИЯ

Исследования этой проблемы, проведенные в Российском научном центре «Курчатовский Институт», показывают, что, учитывая возможности террористических групп, опасность использования ядерных материалов и технологий для тайного создания ЯВУ должна оцениваться по критериям, отличным от обычно применяемых при оценке эффективности мер нераспространения.

Для оценки риска распространения был применен квантильный метод анализа неопределенностей [1]. В проведенных исследованиях [1–3] предполагалось, что в качестве исходного материала для изготовления ЯВУ может быть использован низкообогащенный уран (НОУ), высокообогащенный уран оружейного качества (ВОУ), энергетический плутоний Pu(e) из облученного топлива АЭС и оружейный плутоний Pu(w). Анализ показал, что факторами, определяющими наибольший риск распространения, являются доступность исходного материала и скрытность создания арсенала ядерного оружия. С учетом этих факторов риск, связанный с использованием НОУ, оказался существенно выше (более чем на порядок) риска, связанного с использованием других исходных материалов.

Из проведенных оценок вытекает, что одним из возможных путей получения ВОУ для ядерного оружия или ЯВУ является дообогащение НОУ, достаточно широко используемого в ядерной энергетике (ЯЭ). Будущий рост мировой ЯЭ, глобализация рынка ядерных материалов, оборудования и технологий увеличивают риск реализации такой возможности.

Хотя НОУ и не причисляют к классу ядерных материалов прямого использования, с прогрессом обогатительных технологий растет потенциальная угроза использования НОУ для его последующего дообогащения до категории ВОУ. Ввиду широкого использования НОУ в ЯЭ возникает риск того, что потенциальный нарушитель (например, террористическая группа) сможет повысить обогащение НОУ до оружейного уровня ($\geq 90\% \text{ }^{235}\text{U}$) на нелегально созданных установках, а затем создать ЯВУ.

ПРИВЛЕКАТЕЛЬНОСТЬ НОУ ДЛЯ ПЕРЕКЛЮЧЕНИЯ

Технологическая цепочка для использования НОУ в качестве исходного материала при изготовлении оружия должна включать в себя специальное химическое, обогатительное и металлургическое производство, что увеличивает время для изготовления простейшего ядерного боеприпаса пушечного типа. Откуда следует, что стоимость разработки и изготовления ЯВУ, а также затраты времени при использовании НОУ в качестве исходного материала превышают таковые в случае применения ВОУ. Однако ВОУ используется существенно реже НОУ и значительно строже охраняется. Поэтому непосредственное применение ВОУ в качестве исходного материала для нерегламентированного изготовления ЯВУ представляется маловероятным. Гораздо более вероятен сценарий, в котором ВОУ предварительно изготавливается из промежуточных продуктов (табл. 1).

Технология обогащения урана на газовых центрифугах применяется на промышленном уровне в России, странах ЕС (Голландия, Германия, Великобритания), в Японии, Китае, Бразилии, Пакистане и Иране. Использование технологии обогащения, основанной на использовании НОУ (в том числе и легально полученного), при помощи компактных центрифужных каскадов с низким потреблением энергии может создать наиболее благоприятные условия для того, чтобы сохранить деятельность по разработке и изготовлению боеприпаса в глубокой тайне. При этом НОУ обладает реальной доступностью на рынке ядерных материалов, и его доступность многократно превышает доступность ВОУ и любых форм плутония. Легче приобрести только природный уран и торий.

Следует также отметить, что в случае, когда для нерегламентированного создания ЯВУ выбран плутоний, непосредственное изготовление полноценного ядерного заряда существенно сложнее, чем в случае использования в качестве исходного материала урана, в силу необходимости применять достаточно сложную импловизирующую технологию. Что касается урана, то он пригоден для изготовления достаточно простого ЯВУ пушечного типа.

Как следует из табл. 1 (данные получены в работе [2] с использованием стандартной математической модели идеального каскада, изложенной в [4]), минимальные затраты на обогащение природного урана до 90% ^{235}U примерно в три и в десять раз выше, чем аналогичные затраты на обогащение урана, уже содержащего 4 и 20% ^{235}U соответственно. Такие результаты говорят о том, что НОУ (4%) и ядерное топливо с обогащением 20% являются намного более удобными матери-

Таблица 1

Параметры идеальных каскадов с концентрацией изотопа ^{235}U в потоке отбора (90%) при различных составах исходной смеси и концентрациях ^{235}U в отвале

Исходный материал	Удельный расход питания каскада (F/P)	Суммарный удельный поток в каскаде $(\sum L/P)$	Удельная работа разделения, ЕРР	Содержание ^{235}U в потоке отвала, %
Природный уран	218,11	$4,589 \cdot 10^3$	196,87	0,3
Уран с обогащением 4%	24,45	$1,549 \cdot 10^3$	66,45	0,3
Уран с обогащением 20%	4,55	$0,436 \cdot 10^3$	18,69	0,3
Уран с обогащением 20%	4,68	$0,342 \cdot 10^3$	14,65	1
Уран с обогащением 20%	5,38	$0,240 \cdot 10^3$	10,27	4

алами для создания ЯВУ, чем природный уран. Напомним, что уран с обогащением свыше 20% МАГАТЭ относит к материалам прямого использования.

В таблице 1 использованы следующие обозначения: F , P – потоки питания и отбора в каскаде соответственно; L – поток на входе в разделительную ступень. Относительный коэффициент разделения компонентов $^{235}\text{UF}_6$ и $^{238}\text{UF}_6$ (определяемый как отношение относительных концентраций рассматриваемых компонентов в потоках обогащенной и обедненной фракций, выходящих из ступени каскада) принят равным 1,8. Такой коэффициент разделения вполне соответствует современному уровню развития центробежного метода разделения изотопов [5].

Отметим, что в большинстве случаев разделительный каскад для обогащения урана состоит из обогатительной и обеднительной частей. Обеднительная часть предназначена для более эффективного использования исходного материала. Чем длиннее обеднительная часть, тем ниже концентрация ^{235}U на ее конце. Как видно из табл. 1, с повышением концентрации ^{235}U в потоке отвала, выходящего из обеднительной части каскада, величина удельной работы разделения снижается, а поток питающей каскад смеси увеличивается. Поскольку работа разделения определяет минимальное число разделительных элементов (газовых центрифуг) в каскаде, то при наличии достаточного количества исходного материала потенциальный пролифератор может уменьшить число центрифуг в каскаде, укоротив его обеднительную часть. Последнее утверждение также говорит не в пользу высокого уровня защищенности НОУ, особенно если учесть перспективу дальнейшего увеличения объемов его экспортных поставок и расширение географии применения.

Выполненные оценки свидетельствуют о том, что придание свежему НОУ свойств, обеспечивающих дополнительные защитные барьеры против изготовления из него оружейных ядерных материалов, может рассматриваться в настоящий момент как важный элемент снижения риска распространения при экспортных поставках НОУ-топлива.

Кроме этого, выполненные оценки свидетельствуют о том, что существующие ограничения МАГАТЭ на обогащение урана в гражданских ядерных установках (не более 20% ^{235}U) не устраняют возможности незаявленного использования НОУ в качестве исходного материала для создания ЯВУ. При этом они довольно существенны, например, для транспортабельных АЭС, исследовательских и других установок, эффективность которых напрямую зависит от длительности работы без перегрузок и уровня потока нейтронов. Эти параметры можно увеличивать за счет повышения обогащения урана.

НОВЫЕ МЕРЫ ПРОТИВ НЕСАНКЦИОНИРОВАННОГО РАСПРОСТРАНЕНИЯ

Одним из возможных путей повышения защищенности НОУ может стать применение регенерированного урана [6–8], который кроме традиционного для НОУ набора изотопов (^{234}U , ^{235}U и ^{238}U) содержит изотопы ^{232}U и ^{236}U .

С точки зрения повышения защищенности НОУ, ^{232}U обладает следующими свойствами.

- Изотоп ^{232}U не может быть выделен из урана химическими методами.
- ^{232}U – родоначальник длинной цепочки радиоактивных распадов с сопутствующим жестким γ -излучением ($E_\gamma = 2.6; 1.6$ МэВ) дочерних изотопов (в основном, ^{208}Tl и ^{212}Bi).
- Обогащение урана изотопом ^{235}U приведет и к его обогащению изотопом ^{232}U , т.е. к ухудшению радиационной обстановки, возникновению радиационного барьера и неприемлемо высокому загрязнению обогатительного оборудования.

- Известно, что на гексафторид урана, подготовленный для изотопного обогащения, накладывается жесткое ограничение по содержанию в нем α -активных элементов, так как внутренний источник α -излучения (здесь это $^{232}\text{UF}_6$) может вызвать разрушение молекул UF_6 с образованием слаболетучих низших фторидов урана (UF_5 , UF_4 , UF_3 , а также, возможно, U_2F_9 и U_4F_{17}). В результате на внутренних поверхностях обогатительного оборудования появятся отложения, содержащие фториды ^{232}U и продукты его распада, с высоким уровнем γ -активности.

- Разрушение молекул UF_6 под действием внутреннего источника α -излучения приведет к появлению свободного фтора, который, являясь наиболее легкой фракцией газовой смеси, будет быстрее всего обогащаться, и потребуются практически непрерывная очистка обогащаемой смеси, что вызовет неизбежные потери продукта в отложениях на внутренних поверхностях оборудования. Кроме этого, будут усиливаться коррозионные процессы, поскольку под действием α -излучения фтор будет находиться в атомарном, возбужденном и ионизированном состояниях.

- Из всех изотопов урана ^{232}U – наиболее интенсивный источник нейтронов спонтанного деления.

Перечисленные факторы, очевидно, создадут трудности при попытке дообогащения такого урана до оружейного уровня ($\sim 90\%$ ^{235}U).

Известно также, что наличие изотопов ^{232}U и ^{236}U в НОУ является индивидуальным идентификатором каждой конкретной партии топлива. При наличии внешнего мониторинга этот фактор обеспечит выполнение принципа сохранения знаний о ядерном материале и позволит контролировать все его перемещения вплоть до загрузки в реактор.

В [2, 7, 8] приведены оценки изотопного состава 90%-го урана, полученного из регенерированного урана с начальным содержанием ^{235}U , эквивалентным 4% с учетом компенсации ^{236}U дополнительным дообогащением изотопом ^{235}U [6]. В расчетах были приняты следующие исходные концентрации компонентов в порядке возрастания их атомных масс: ^{232}U – $1,38 \cdot 10^{-7}\%$, ^{234}U – 0,043%, ^{235}U – 4,139%, ^{236}U – 0,463%, ^{238}U – 95,355%. Эти концентрации соответствуют изотопному составу урана, использовавшегося в загрузке второго энергоблока Калининской АЭС [6]. Доля ^{232}U после обогащения урана до 90% ^{235}U повысилась до $3,2234 \cdot 10^{-6}\%$. Столь небольшое содержание ^{232}U в 90%-ном уране обусловлена жестким ограничением на содержание этого изотопа в исходном материале ($< 2 \cdot 10^{-7}\%$) [6] для снижения дозовой нагрузки на персонал завода. В настоящее время с учетом внедрения современных технологий изготовления твэлов рассматривается возможность повышения этого уровня.

Вместе с тем, как отмечено в проекте ИНПРО [12], повышение защищенности ядерных материалов, циркулирующих в ядерной энергетике, не должно приводить к ухудшению эксплуатационных качеств АЭС. Это накладывает ограничения на введение в ядерное топливо примесей, затрудняющих его передел в оружейные ядерные материалы. Поэтому содержание ^{232}U в НОУ должно быть выбрано таким образом, чтобы не нарушить ограничений по мощности дозы ионизирующих излучений от свежей тепловыделяющей сборки (ТВС). Допустимая мощность дозы излучения на расстоянии 1 м от ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом (МОХ-топливом), изготовленной с использованием полудистанционной (т.е. с применением перчаточных боксов) технологии на заводе компании BNFL, составляет ориентировочно 0.6 бэр/ч [13]. В настоящее время ни один легководный реактор не работает с полной загрузкой МОХ-топливом, в их активных зонах одновременно находятся и урановые, и МОХ ТВС. Поэтому представляется справедливым приходить к свежим ТВС одинаковые требования по мощности дозы ионизирующих

излучений независимо от элементного и изотопного составов топлива.

В представленной работе ограничение мощности дозы в течение периода от начала изготовления топлива до загрузки его в реактор использовано для определения допустимой концентрации ^{232}U . Концентрации остальных изотопов взяты из работы [6]. Иными словами, был получен изотопный состав топлива из регенерированного урана с таким содержанием ^{232}U , которое обеспечивает мощность дозы от свежей урановой ТВС, эквивалентную ТВС с МОХ-топливом. Подобный подход содержит в себе некоторый консерватизм, поскольку в действительности эта мощность дозы является лишь рекомендуемым ограничением для этапа производства ТВС, т.е. до момента ее установки в транспортный контейнер. Иначе говоря, это ограничение является излишне жестким.

ПРИМЕНЕНИЕ МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ КВАЗИИДЕАЛЬНОГО КАСКАДА ДЛЯ ОПИСАНИЯ ПРОЦЕССА ОБОГАЩЕНИЯ РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА

В исследовании выполнена оценка изотопного состава ВОУ, полученного из регенерированного урана. Для этого была использована теория так называемых модельных каскадов (МК), которая часто применяется в практических расчетах [4]. Математические модели таких каскадов значительно проще, чем реальных, но при этом адекватны процессу разделения в реальных установках, что дает возможность изучать основные закономерности массопереноса с помощью довольно простых вычислений.

Для бинарных смесей в качестве МК часто используют так называемый идеальный каскад или каскад без смешения концентраций компонентов разделяемой смеси на входах в ступень (в «узлах» каскада). Условие несмешения на s -ой ступени можно записать в следующем виде:

$$c'(s-1) = c(s) = c''(s+1),$$

где c , c' , c'' – концентрации ценного компонента во входящих в ступень потоках обогащенной и обедненной фракций соответственно.

Для многокомпонентных смесей существует несколько МК, различающихся, например, предположениями о величине коэффициента разделения ступени (случаи «слабого обогащения» и немалых обогащений на ступенях). Для случая произвольных (немалых) обогащений на ступенях каскада в расчетах часто применяют теорию «квазиидеального» МК, который обладает свойством постоянства коэффициентов разделения на ступенях. Подробно математическая модель и свойства «квазиидеального» каскада изложены в [14]. Однако при исследовании закономерностей поведения компонентов в многокомпонентных смесях более точным аналогом идеального МК является частный случай «квазиидеального» МК, который в русскоязычной литературе называют R -каскадом (в англоязычной литературе – MARC). В случае многокомпонентных смесей несмешивание концентраций можно обеспечить только для выбранной пары компонентов [4]. Именно условие несмешивания в «узлах» каскада относительных концентраций выбранной пары компонентов (n -ого и k -ого компонента, например) и заложено в основу теории R -каскада. Это условие записывается следующим образом:

$$R'_{nk}(s-1) = R_{nk}(s) = R''_{nk}(s+1),$$

где $R'_{nk} = \frac{c'_n}{c'_k}$, $R''_{nk} = \frac{c''_n}{c''_k}$, $R_{nk} = \frac{c_n}{c_k}$ – относительные концентрации компонентов.

Под внешними параметрами разделительного каскада обычно понимают входящие потоки питания F и два выходящих потока отбора P и отвала W , а также

концентрации всех компонентов в этих потоках C_i^F , C_i^P и C_i^W соответственно ($i = \overline{1, m}$, m – число компонентов смеси). Пусть полное число ступеней в каскаде равно N , а поток питания подается на ступень с номером f , компоненты пронумерованы в порядке возрастания массовых чисел. Тогда для R -каскада будут справедливы следующие соотношения [4]:

$$N - f + 1 = \frac{1}{\ln \sqrt{q_{nk}}} \ln \frac{R_{nk}^F}{R_{nk}^W}, \quad (1)$$

$$f = \frac{1}{\ln \sqrt{q_{nk}}} \ln \frac{R_{nk}^F}{R_{nk}^W}, \quad (2)$$

где $R_{nk}^P = \frac{C_n^P}{C_k^P}$, $R_{nk}^W = \frac{C_n^W}{C_k^W}$, $R_{nk}^F = \frac{C_n^F}{C_k^F}$; q_{nk} – полный относительный коэффициент разделения компонентов n и k (k -й компонент называют опорным), который для любой пары компонентов определяется по формуле

$$q_{ik} = \frac{R'_{ik}}{R''_{ik}}. \quad (3)$$

Соотношения для расчета внешних параметров каскада могут быть записаны в виде

$$\frac{P}{F} = \sum_{j=1}^m C_j^F \frac{(R_{nk}^W)^{-d_j} - (R_{nk}^F)^{-d_j}}{(R_{nk}^W)^{-d_j} - (R_{nk}^P)^{-d_j}}, \quad (4)$$

$$\frac{W}{F} = \sum_{j=1}^m C_j^F \frac{(R_{nk}^F)^{-d_j} - (R_{nk}^P)^{-d_j}}{(R_{nk}^W)^{-d_j} - (R_{nk}^P)^{-d_j}}, \quad (5)$$

$$C_{iP} = \frac{C_{iF} \frac{(R_{nk}^W)^{-d_i} - (R_{nk}^F)^{-d_i}}{(R_{nk}^W)^{-d_i} - (R_{nk}^P)^{-d_i}}}{\sum_{j=1}^m C_j^F \frac{(R_{nk}^W)^{-d_j} - (R_{nk}^F)^{-d_j}}{(R_{nk}^W)^{-d_j} - (R_{nk}^P)^{-d_j}}}, \quad (6)$$

$$C_{iW} = \frac{C_{iF} \frac{(R_{nk}^F)^{-d_i} - (R_{nk}^P)^{-d_i}}{(R_{nk}^W)^{-d_i} - (R_{nk}^P)^{-d_i}}}{\sum_{j=1}^m C_j^F \frac{(R_{nk}^F)^{-d_j} - (R_{nk}^P)^{-d_j}}{(R_{nk}^W)^{-d_j} - (R_{nk}^P)^{-d_j}}}, \quad (7)$$

где $d_i = \frac{\ln q_{ik}}{\ln \sqrt{q_{nk}}}$.

Для молекулярно-кинетических методов разделения, к которым относится, в частности и центробежный метод, полный относительный коэффициент разделения можно аппроксимировать соотношением [4]

$$q_{ij} = q_0^{M_j - M_i}, \quad (8)$$

где M_i и M_j – массовые числа i -ого и j -ого компонентов; q_0 – коэффициент разделения, приходящийся на разность массовых чисел, равную единице.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

На основании приведенных выше соотношений были рассчитаны параметры R -каскада с заданными концентрациями целевого компонента с номером n в потоках отбора и отвала c_{nP} и c_{nW} . В качестве целевого компонента был выбран изотоп ^{235}U ($n=3$), опорным компонентом был выбран ^{238}U (с номером $k=5$). При расчете также были заданы следующие величины: концентрации компонентов в исходной смеси C_i^f и величина q_0 , рассчитанная по соотношению (8), при $q_0 = 1,8$.

На рисунке 1 приведены распределения концентраций изотопов ^{232}U , ^{234}U , ^{235}U и ^{236}U по длине обогатительной части каскада при дообогащении НОУ, полученного из регенерированного урана с начальным содержанием ^{235}U , эквивалентным 4% с учетом компенсации ^{236}U , до оружейного уровня (90% ^{235}U). Как видно из полученных зависимостей, с ростом концентрации целевого изотопа ^{235}U одновременно происходит обогащение смеси изотопами ^{232}U , ^{234}U и ^{236}U . Хотя концентрация ^{236}U к концу обогатительной части каскада начинает уменьшаться, содержание

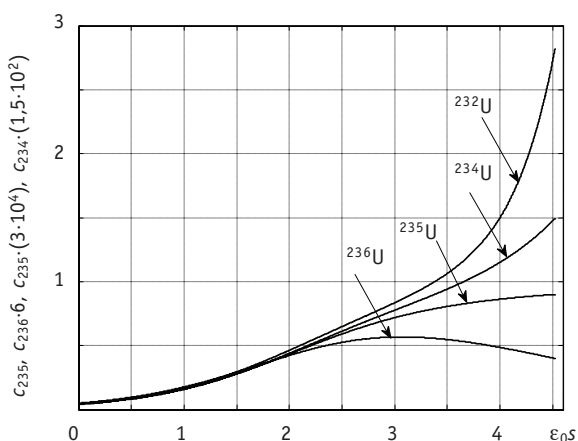


Рис. 1. Распределение долей изотопов ^{232}U , ^{234}U , ^{235}U и ^{236}U по длине обогатительной части каскада («0» – точка подачи потока питания каскада, отсчет ступеней от которой к точке отбора ведется в относительных единицах $\epsilon_0 s$, где $\epsilon_0 = \ln q_0$ – коэффициент обогащения, приходящийся на единичную разность массовых чисел, s – число ступеней в рассматриваемом участке каскада)

этого изотопа в отборе все равно выше, чем в смеси, питающей каскад.

При этом содержание ^{232}U выросло более чем в 23 раза (с $4.025 \cdot 10^{-4}$ до $9.4 \cdot 10^{-3}\%$). Это значит, что в продукте будут накапливаться продукты радиоактивного распада ^{232}U , обладающие жестким γ -излучением (с энергией γ -квантов более 1 МэВ).

В таблице 2 представлены варианты расчета мощности гамма-излучения от

Таблица 2

Мощность γ -дозы на расстоянии 1 м от образцов с обогащенным ураном, полученным из природного урана и регенерата

Источник урана	Природный уран		Регенерат	
Обогащение, %	4.3	90	4.3	90
Мощность дозы, мкЗв/ч	0.034	0.044	6.04	60
Отношение к обогащенному урану, полученному из природного	1	1.3	170	~1700

образцов (массой 5 кг), полученных из природного и регенерированного урана.

Видно, что накопление ^{232}U при обогащении регенерированного урана приводит к существенному росту мощности дозы для высокообогащенного регенерата. В результате мощность дозы от образца с регенерированным ураном 90%-го обогащения превышает в ~600 раз нормальный фон гамма-излучения. Это жесткое γ -излучение с высокой проникающей способностью, что говорит о повышенной вероятности обнаружения подобных объектов при проведении поиска несанкционированной ядерной деятельности с помощью радиационного мониторинга.

Следует отметить, что с точки зрения изготовления ЯВУ (хоть и с существенно меньшим риском [3]) определенную опасность может представлять и выделенный плутоний. Для регенерированного урана эта опасность также снижается, наличие ^{236}U в свежем топливе приведет к накоплению б-активного изотопа ^{238}Pu в плутонии.

В самом деле, как показали исследования, выполненные в [15], рост содержания ^{236}U в свежем топливе при многократном рецикле топлива (включая изготовление, облучение, выдержку, переработку и каскадное обогащение) приводит к заметному возрастанию содержания ^{238}Pu . Эту тенденцию иллюстрируют рис. 2 и 3, на которых приведены доли ^{236}U и ^{238}Pu в облученном топливе на стадиях ре-

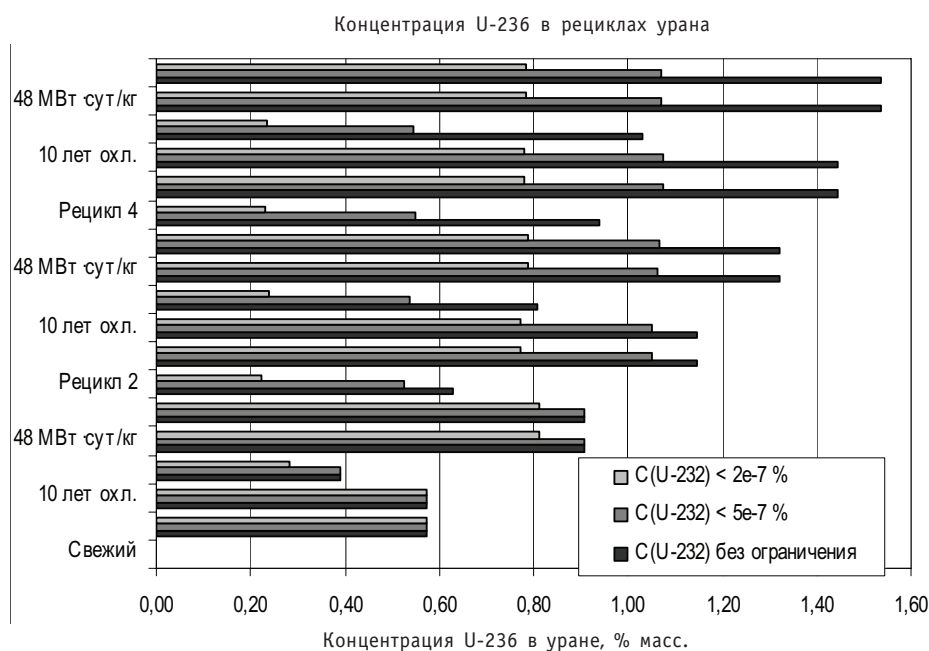


Рис. 2. Изменение массовой доли ^{236}U в процессе многократного рециклирования урана

цикла при различных ограничениях на содержание ^{232}U в свежем топливе.

Таким образом, использование регенерированного урана в НОУ-топливе, предназначенном для экспортных поставок, может оказаться комплексным решением, одновременно повышающим защищенность урана в свежем топливе и плутония в облученном топливе.

Самозащищенность НОУ-топлива, изготовленного из регенерированного урана, и особенности технологии его изготовления нуждаются в дальнейшем исследовании.

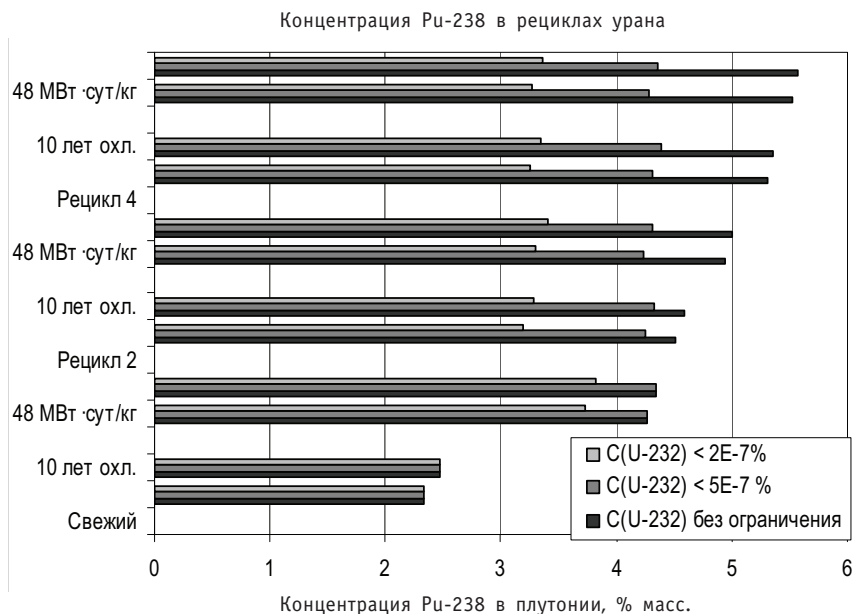


Рис. 3. Изменение массовой доли ^{238}Pu в процессе многократного рециклирования урана

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Изложен подход к созданию уранового топлива легководных реакторов с внутренне присущей защитой от возможности несанкционированного переключения и дальнейшего использования при создании ЯВУ.

Выполнены оценки загрязнения урана изотопами ^{232}U и ^{236}U при различных уровнях дообогащения, если в качестве исходного материала используется регенерированный уран.

Показано, что использование регенерированного урана в НОУ-топливе, предназначенном для экспортных поставок, может оказаться комплексным решением, позволяющим одновременно повысить его защищенность (благодаря наличию в нем изотопа ^{232}U) и защищенность плутония в облученном топливе (благодаря наличию изотопа ^{236}U в свежем топливе). Однако для этого, по меньшей мере, необходимо унифицировать требования к допустимой мощности дозы ионизирующих излучений от свежих ТВС с МОХ- и урановым топливом, поскольку это позволит увеличить содержание изотопа ^{232}U в последнем.

Литература

1. Румянцев А.Н. Метод квантильных оценок неопределенностей // Атомная энергия. – 2007. – Т. 102. – Вып. 4. – С. 208-215.
2. Alekseev P.N., Borisevich V.D., Ivanov E.A., Nevinitza V.A., Ponomarev-Stepnoy N.N., Rumyantsev A.N., Smirnov A.Yu., Sulaberidze G.A., Shmelev V.M. Concept of Application of Recycled Uranium to Increase the Security of Export Deliveries of Light Water Reactor Fuel / In Proceedings of 10th International Workshop on Separation Phenomena in Liquids and Gases, August 11-14, 2008. Angra dos Reis, Brazil.
3. Пономарев-Степной Н.Н., Антипов С.В., Григорьев А.С., Мелков Е.С., Невиница В.А., Румянцев А.Н., Сухоручкин В.К., Шмелев В.М. Нераспространение и атомная энергетика. Серия: Физико-технические проблемы атомной энергетики. – М.: ИздАТ, 2008. – С. 39-45.
4. Сулаберидзе Г.А., Палкин В.А., Борисевич В.Д., Борман В.Д., Тихомиров А.В. Теория разделения изотопов в каскадах / Под ред. В.Д. Бормана: Учебное пособие. – М.: МИФИ, 2007. – 396 с.
5. Палкин В.А., Комаров Р.С. Оптимизация параметров каскада газовых центрифуг для разделения

ния регенерированного урана. В книге: Физико-химические процессы при селекции атомов и молекул, Звенигород, Октябрь 2005. – С.50-55.

6. *Проселков В.Н., Алешин С.С., Попов С.Г., Татауров А.Л. и др.* Анализ возможности использования топлива на основе регенерата урана в ВВЭР1000//Атомная энергия. – 2003. – Т. 95. – Вып. 6. – С. 422-428.

7. *Алексеев П.Н., Иванов Е.А., Невиница В.А., Пономарев Степной Н.Н., Румянцев А.Н., Шмелев В.М.* Повышение защищенности экспортных поставок топлива легководных реакторов при использовании регенерированного урана//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 3. – Вып. 2. – С. 3-9.

8. *Alekseev P.N., Ivanov E.A., Nevinitza V.A., Ponomarev-Stepnoy N.N., Rumyantsev A.N., Borisevich V.D., Smirnov A.Yu., Sulaberidze G.A.* Physical Principle of Manufacturing Light Water Reactor Fuel with Inherent Proliferation Resistance Properties//In Proceedings of Global 2009, Paris, France, September 6-11, Paper 9133.

9. *Зарицкая Т.С., Зарицкий С.М., Круглов А.К., Матвеев Л.В., Рудик А.П., Центер Э.М.* Зависимость образования ^{232}U в ядерном топливе от спектра нейтронов//Атомная энергия. – 1980. – Т. 48. – Вып. 2. – С. 67-70.

10. *Ран Ф., Адамантиес А., Кентон Дж., Браун Ч.* Справочник по ядерной энерготехнологии /Под ред. В.А. Легасова. – М.: Энергоатомиздат, 1989.

11. *Крючков Э.Ф., Ансэ В.А., Глебов В.Б., Краснобаев А.С., Шмелев А.Н.* Обогащенный уран, с добавлением изотопа ^{232}U : защищенность от неконтролируемого распространения//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 3. – Вып. 2. – С. 26-33.

12. Methodology for the assessment of innovative nuclear reactors and fuel cycles. – IAEA-TECDOC-1434, 2004.

13. *Глебов В.Б., Шмелев А.Н., Ансэ В.А., Цветков П.В., Синцов А.Е.* Долговременная защита ТВС с МОХ-топливом от неконтролируемого распространения ядерных материалов//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1999. – № 2. – С. 90-95.

14. *Sulaberidze G.A. and Borisevich V.D.* Cascades for separation of multicomponent isotope mixtures//Sep. Sci. and Technol. – 2001. – V. 36. – P. 1769-1817.

15. *Alekseev P.N., Dudnikov A.A., Nevinitza V.A., Proselkov V.N., Chibinyaev A.V., Smirnov A.Yu., Sulaberidze G.A.* Evolution of multi-recycled uranium isotope composition in closed fuel cycle of light water reactors/Proceedings of the International Conference Global 2009, Paris, France, September 6-11, Paper 9454.

ИССЛЕДОВАНИЯ ЭЛЕКТРОМАГНИТНОГО ПОДВЕСА РОТОРА ТУРБОМАШИНЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКИ С ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫМ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫМ РЕАКТОРОМ И ГАЗОТУРБИНЫМ ЦИКЛОМ

Н.Г. Кодочигов, С.М. Дмитриев, И.В. Друмов

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



Анализируются перспективы применения прямого газотурбинного цикла для ядерных энергетических установок с высокотемпературными газоохлаждаемыми реакторами. Описаны основные проектные характеристики и требования к конструкции, обеспечивающие высокий уровень к.п.д. такого типа реакторов при использовании прямого газотурбинного цикла и его преимущества по сравнению с аналогичными конструкциями с паротурбинными установками. Приведены данные о развитии технологии в странах, проектирующих и эксплуатирующих высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы. В рамках задачи разработки электромагнитных подшипников для турбомашины ядерной энергетической установки с высокотемпературным газоохлаждаемым реактором и газотурбинным циклом предусмотрена программа расчетных и экспериментальных исследований и опытно-конструкторских проработок, в том числе создание испытательных стендов.

Ключевые слова: ядерная энергетическая установка, электромагнитный подвес, высокотемпературный газоохлаждаемый реактор, газовая турбина, газотурбинный цикл, электромагнитный подшипник, турбомашина, ротор.

Key words: nuclear power plant, electromagnetic suspension, high-temperature gas-cooled reactor, gas turbine, gas-turbine cycle, electromagnetic bearing, turbomachine, rotor.

ВВЕДЕНИЕ

Модульные высокотемпературные реакторы относятся к четвертому поколению газоохлаждаемых реакторов. Одной из основных конструктивных особенностей таких реакторов является применение в активной зоне только керамических материалов, сохраняющих работоспособность при высоких температурах. Такое решение позволяет реализовать эффективные термодинамические циклы произ-

водства электроэнергии (до 50%) и в перспективе – расширить сферу использования атомной энергетики.

Вопросы использования высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов в промышленности являются актуальными. В связи с этим интенсифицируются научно-исследовательские работы, а также решение инженерно-технических вопросов создания соответствующего высокотемпературного оборудования и материалов [1].

Перспективной кажется возможность использования газоохлаждаемых реакторов, как на тепловых, так и на быстрых нейтронах на АЭС с прямым газотурбинным циклом [1]. Преимущества таких АЭС – меньшие капитальные затраты, простота конструкции, компактность установки. При температуре газа перед газовой турбиной 1300 К к.п.д. АЭС может превышать 50%. Высокий к.п.д. газотурбинных АЭС с ВГР позволит облегчить решение многих сложнейших проблем, связанных с развитием энергетики: охраны природы от вредного влияния тепловых и радиоактивных сбросов в окружающую среду, обеспечения безопасности АЭС, экономичного расходования природных ресурсов ядерного топлива и высоких технико-экономических показателей АЭС. Газотурбинная установка (ГТУ) требует в пять раз меньше охлаждающей воды, чем паротурбинная установка равной мощности, перспективным представляется использование сухих градирен в районах с дефицитом воды. Это существенно снижает величину тепловых сбросов в водоемы. Практическое же использование АГТУ потребует решения некоторых сложных проблем: создания материала лопаток высокотемпературных турбин, осаждения продуктов деления в турбине и связанных с этим эксплуатационных вопросов, создания опорной системы ротора с электромагнитными подшипниками.

ПРОЕКТЫ И РАЗРАБОТКИ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ С ГАЗОВОЙ ТУРБИНОЙ

Национальные программы по развитию и исследованиям высокотемпературных реакторов приняты в США, Южной Корее, Китае, Японии, существует также объединенная европейская программа [2]. Следует отметить новые положения в концепции разработок ВТГР – это ориентация на модульные ВТГР мощностью 200–250 МВт(т) для энерготехнологического использования.

Одним из немногих действующих реакторов описанного типа является китайский экспериментальный реактор HTR-10 [3], выведенный на полную мощность 29 января 2003 г. с температурой гелия на выходе до 750°C электрической мощностью 2,5 МВт. Для этого реактора проводились проектные проработки конструкции с газовой турбиной, в настоящее время выполняются расчетно-экспериментальные исследования по динамике ротора и электромагнитному подвесу. Для этого создается макет ротора в натурную величину. Долгосрочная программа разработок предусматривает участие INET совместно с KAERI (Южная Корея) в разработках установки для получения водорода. В рамках этой программы в INET создана и испытывается лабораторная установка по производству водорода на основе термохимического разложения в серно-йодном процессе.

Реактор HTTR в Японском институте атомной энергии (JEARI) мощностью 30 МВт (т) вышел на номинальный уровень температуры теплоносителя 950°C 19 апреля 2004г. При этой температуре на полной мощности реактор проработал 50 дней, демонстрируя ядерную пассивную безопасность. Япония имеет три главные программы в области ВТГР: разработка технологии производства водорода, разработка реактора на 600 МВт (т), разработка газовой турбины. На реакторе HTTR

проводятся НИОКР по системе преобразования энергии и решения проблем с ее материалами и оборудованием, системе производства водорода. Результаты экспериментов подтвердили высокую безопасность установок с ВТГР.

В ЮАР на базе созданных в университетах экспериментальных установок были выполнены отдельные исследования по технологиям ВТГР, в частности, по материалам, безопасности, эффективности системы охлаждения шахты реактора (СОШР), а также исследования системы преобразования энергии по циклу Брайтона [4] на стенде мощностью 300 кВт.

Комиссариат по атомной энергии Франции реализует национальную программу по быстрому газоохлаждаемому реактору (GFR) для производства электроэнергии и для комбинированного производства электричества и водорода. Промышленная группа AREVA в рамках программы Generation-IV ведет разработку сверхвысокотемпературного реактора (VHTR), проект «ANTARES».

ИССЛЕДОВАНИЯ СИСТЕМ ЭЛЕКТРОМАГНИТНОГО ПОДВЕСА РОТОРОВ ТУРБОКОМПРЕССОРОВ И ТУРБОГЕНЕРАТОРОВ

Проект модульного гелиевого реактора с газовой турбиной (ГТ-МГР) [5–7] разрабатывается при поддержке Росатома России и Департамента энергетики США

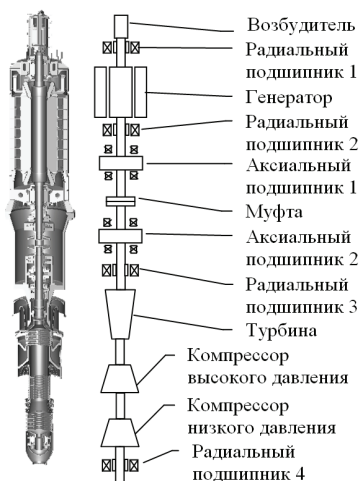


Рис. 1. Турбомашина

рядом российских предприятий: ОКБМ, РНЦ «Курчатовский институт», ВНИИНМ, НПО «Луч» и др., при поддержке фирмы «Дженерал Атомикс» и ORNL (США). В проекте ГТ-МГР применен прямой газотурбинный цикл преобразования энергии (цикл Брайтона) с высокоэффективной рекуперацией и промежуточным охлаждением теплоносителя. Турбомашина (рис. 1) располагается в центральной части блока преобразования энергии, имеет вертикальную ориентацию и состоит из газовой турбины, генератора, компрессоров низкого и высокого давления.

Роторы генератора и турбокомпрессора соединены между собой диафрагменной муфтой. Масса роторов турбокомпрессора и генератора 32,4 и 35 тонн соответственно. Каждый ротор опирается на один осевой и два радиальных активных электромагнитных подшипника (ЭМП).

Общая длина ротора турбомашины составляет около 25 м. Нагрузки на номинальной частоте вращения ротора ТМ на радиальные электромагнитные подшипники составляют 34 кН, а на осевые – 350 кН. Роторы генератора и турбокомпрессора при выходе на номинальную частоту вращения 4400 об/мин проходят четыре критические частоты, две из которых – изгибные.

В рамках программы опытно-конструкторских работ для изучения динамики ротора на электромагнитном подвесе была разработана программа расчетно-экспериментальных работ. Программа направлена на разработку и верификацию расчетных кодов, отработку конструкции электромагнитных подшипников и системы управления. Для реализации этой программы было создано несколько стендов, наиболее важными из которых являются «Минимакет» и «Масштабная модель ротора турбомашины», на которых последовательно решаются вопросы расчетно-экспериментального обоснования работоспособности электромагнитного подвеса вертикального гибкого ротора.

В 2000 г. был изготовлен и запущен в эксплуатацию стенд «Минимакет» [8], моделирующий электромагнитный подвес вертикального ротора, вращающегося в двух радиальных и одном осевом ЭМП. За время эксплуатации конструкция стенда претерпевала неоднократные доработки для обеспечения возможности различных исследований. Последний вариант конструкции механической части представлен на рис. 2.

В процессе испытаний на стенде «Минимакет» были решены следующие задачи:

- принципиально обоснована работоспособность электромагнитного подвеса вертикального гибкого ротора и определены законы управления положением ротора, обеспечивающие его удержание в заданных границах [9–11];
- отработана технология балансировки ротора в электромагнитных подшипниках [12, 13];
- отработаны алгоритмы управления положением ротора, обеспечивающего его разгон до 6000 об/мин с прохождением двух изгибных частот.

Как описано в [10, 11], для регулирования положения ротора был выбран пропорционально-дифференциальный закон. В соответствии с ним расчет значения тока регулирования $I_{\text{рег}}$ в текущий момент времени t производится по формуле

$$I_{\text{рег}}(t) = Kp \cdot S(t) + Kd \cdot (S(t) - S(t - \Delta t)) / \Delta t, \quad (1)$$

где Kp – коэффициент пропорциональности регулятора, А/мм; Kd – коэффициент дифференцирования регулятора, А·с/мм; $S(t)$ и $S(t - \Delta t)$ – смещение ротора по регулируемой координате относительно центрального положения в моменты времени t и $t - \Delta t$ соответственно, мм; t – время, с; Δt – время цикла работы управляющего контроллера, с.

Если вычисленное значение положительно, то ток подается в обмотку электромагнитного подшипника, которая ближе к датчику положения, если отрицательно – то в противоположную.

При проведении расчетных исследований динамики ротора для пропорционально-дифференциального регулятора рассчитывается область устойчивости в координатах настроечных коэффициентах регулятора. В последствии указанная область подтверждается экспериментально снятой кривой, характеризующей ее границу. На рисунке 3 показаны экспериментально определенные границы области устойчивости пропорционально-дифференциального регулятора радиального электромагнитного подшипника. Если значения пропорционального и дифференциального коэффициентов выбраны из этой области, то ротор ведет себя устойчиво во всем диапазоне частот вращения.

По результатам исследований выбранного закона управления при различных частотах вращения ротора, а также других законов [11] была обоснована работоспособность электромагнитного подвеса вертикального гибкого ротора.

При сборке машины и ее эксплуатации дисбаланс ротора может увеличиваться и, следовательно, появляется необходимость в проведении балансировки в составе машины. Поэтому при исследованиях большое внимание было уделено вопросу проведения балансировки ротора в составе стенда.

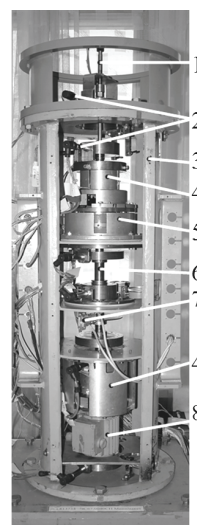


Рис. 2. Механическая часть маломасштабного стенда «Минимакет»: 1 – датчик осевого положения; 2 – датчики радиального положения; 3 – корпус; 4 – РЭМП; 5 – ОЭМП; 6 – ротор; 7 – датчик угла поворота и частоты вращения; 8 – электродвигатель

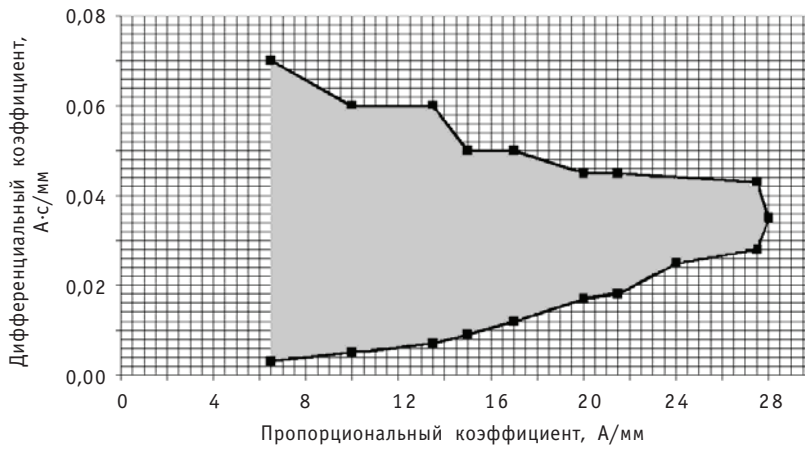


Рис. 3. Экспериментально определенная граница области устойчивости ПД-регулятора положения ротора

В процессе испытаний по отработке методов балансировки ротора на ЭМП были

- определены собственные частоты ротора на невращающемся и вращающемся роторе (рис. 4);

- проведена «физическая» балансировка ротора посредством балансировочных грузов, устанавливаемых на ротор, по результатам расчета на основании полученных экспериментальных данных о положении ротора.

Балансировка ротора проведена на каждой определенной критической частоте.

При проведении балансировки ротора стенда «Минимакет» были вычислены корректирующие грузы для варианта балансировки ротора по четырем формам

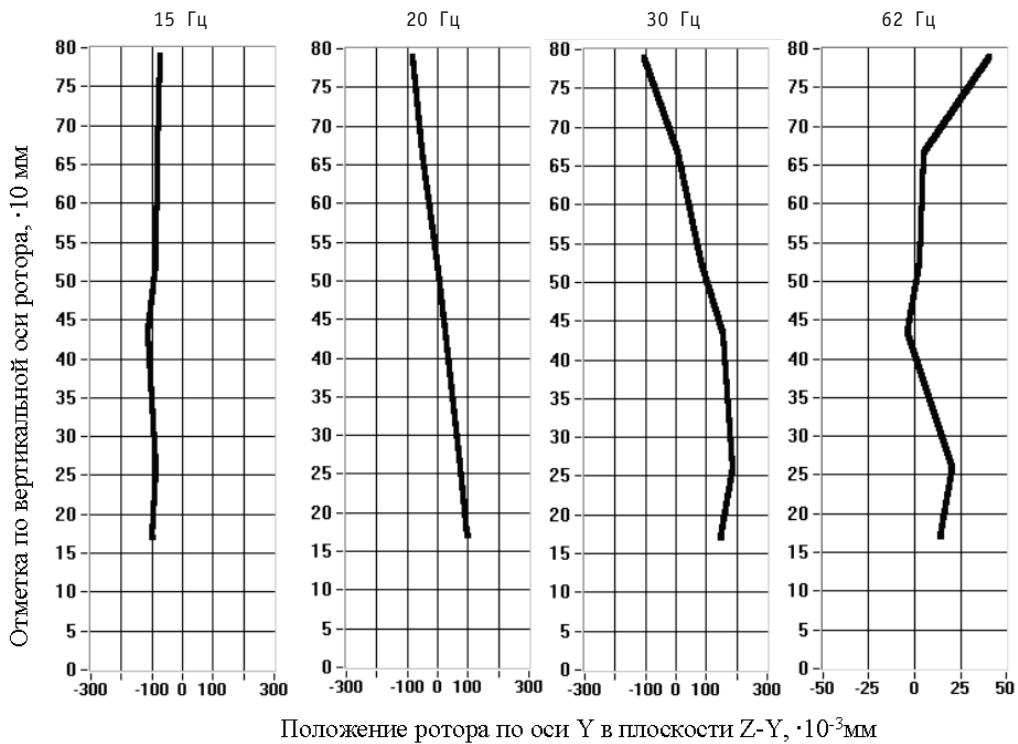


Рис. 4. Частоты и формы собственных колебаний ротора

колебаний. После установки системы балансировочных грузов на ротор и записи осциллограммы выбега был произведен анализ полученных данных, который показал заметное снижение амплитуды колебаний ротора в районе ЭМП в диапазоне частот вращения до 6000 об/мин.

Также была проведена «виртуальная» балансировка ротора посредством подачи в систему управления ЭМП корректирующего сигнала и исследован алгоритм «виртуальной» балансировки.

Целью исследований алгоритма «виртуальной» балансировки являлось определение его эффективности для компенсации дисбаланса, вызванного остаточным дисбалансом ротора, имеющего четыре критические частоты в диапазоне до 100 с^{-1} (6000 об/мин).

Для обеспечения автоматического поддержания устойчивого вращения ротора при пуске и остановке на резонансных частотах используется специальный закон управления, формирующий вектор «виртуальной» силы в электромагнитном подшипнике, что обеспечивает величину амплитуды колебаний ротора в заданной области относительно оси подшипников. Как описано в [11], вектор вычисляется как ток коррекции $I_{\text{корр}}$, который суммируется с током регулирования $I_{\text{рег}}(t)$, по формуле

$$I_{\text{корр}} = I_{\text{амп}} \cdot \sin(\alpha + \varphi),$$

где $I_{\text{амп}}$ – величина вектора виртуальных сил, А; α – угловое положение ротора, град.; φ – угловое направление вектора виртуальных сил.

На рисунке 5 представлены результаты исследования действия специального алгоритма компенсации дисбаланса. Включение алгоритма позволяет существенно уменьшить амплитуду колебаний ротора на резонансной частоте 65 Гц.

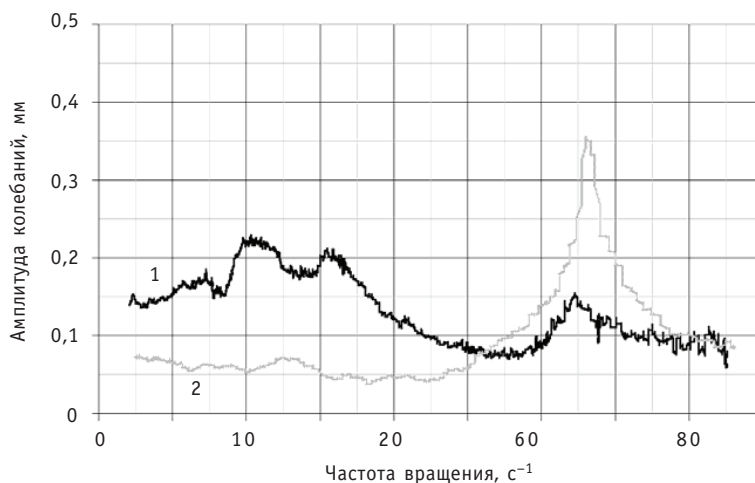


Рис. 5. Исследование действия специального алгоритма компенсации дисбаланса: 1 – алгоритм включен; 2 – алгоритм выключен

Система управления ЭМП стенда «Минимакет» обеспечила автоматическое включение – отключение специального закона управления, обеспечивающего прохождение четырех резонансных частот.

На базе алгоритмов управления положением ротора и конструкции системы управления ЭМП, обеспечившей функционирование стенда «Минимакет», была реализована система управления стендом «Масштабная модель ротора турбомшины».

Конструкция стенда «Минимакет» существенно отличается по своим характеристикам от конструкции турбомшины, поэтому для проведения дальнейших ис-

следований характеристик электромагнитного подвеса вертикального гибкого ротора турбомшины был создан стенд «Масштабная модель ротора турбомшины» (ММР), моделирующий АЧХ натурального ротора турбомшины. При этом результаты исследований динамики гибкого ротора на стенде «Минимакет» будут использованы на стенде ММР.

Ротор стенда ММР [5] спроектирован на основе моделирования жесткости и распределения массы ротора модели и ротора натурной турбомшины с обеспечением равенства количества частот собственных колебаний и подобия форм изгиба роторов.

Таблица

Основные технические характеристики ММР

Общая масса ротора, кг	1171
Общая длина ротора, м	10,54
Частота вращения ротора максимальная, об/мин	6000
Несущая способность радиального ЭМП максимальная, не менее, кг	250
Несущая способность осевого ЭМП максимальная, не менее, кг	2000

В состав стенда ММР входят физическая модель ротора, состоящая из корпуса и ротора (рис. 6), шкафы системы управления ЭМП и нагрузочными устройствами, информационно-измерительная система (ИИС), силовое электрооборудование и пульт управления ММР. Вертикальный ротор состоит из двух частей – модели ротора турбокомпрессора и модели ротора генератора, которые соединены посред-

ством упругой муфты. Каждый ротор опирается на два радиальных и один осевой ЭМП.

Стенд ММР укомплектован датчиками положения ротора и угла поворота СУ ЭМП, частоты вращения, измерения вибраций корпуса и датчиками измерения положения ротора в горизонтальной плоскости в различных местах по высоте. В качестве резервных (страховочных) подшипников использованы шарикоподшипники.

Кроме того, в стенде установлены дополнительно три электромагнитных нагрузочных устройства, которые используются для создания дополнительных радиальных усилий, имитирующих воздействие различных сил, действующих на ротор ТМ. Модель ротора генератора включает в себя роторы двух электродвигателей, выбранных с учетом возможности имитации сил магнитного притяжения основного генератора и



Рис. 6. Корпус стенда «Масштабная модель ротора»

генератора возбуждателя натурной ТМ. Один из электродвигателей обеспечивает вращение ротора ММР в диапазоне от 10 до 6000 об/мин с плавным регулированием частоты вращения посредством преобразователя частоты. Корпус физической модели ротора установлен на виброизолирующий фундамент.

Многоканальная система управления ЭМП [10, 14] обеспечивает требуемую грузоподъемность подшипников и создает тяговые усилия, достаточные для стабилизации положения ротора внутри области допустимых перемещений ротора при внутренних возмущениях и силовых воздействиях на всех режимах испытаний.

В 2010 г. начаты исследовательские испытания масштабной модели ротора турбомшины. Целью исследовательских испытаний масштабной модели многоопорного гибкого вертикального ротора турбомшины является исследование динамики ротора на электромагнитном подвесе в обоснование работоспособности турбомшины установки ГТ-МГР, получение экспериментальной информации для использования при проектировании системы электромагнитного подвеса и ротора натурной турбомшины, а также получения данных для верификации расчетных кодов и алгоритмов управления.

В процессе исследований должны быть решены следующие основные задачи:

- исследование поведения модели ротора на электромагнитном подвесе совместно с системой управления в различных режимах работы;
- получение данных для верификации программ расчета динамики ротора;
- отработка законов регулирования, обеспечивающих стабилизацию ЭМП гибкого ротора при воздействии различных внешних сил, при различных жесткостях опор и отклонений от прямолинейности корпусных конструкций;
- отработка законов управления и подтверждение устойчивой работы ротора с ЭМП при прохождении резонансных частот при пуске и останове;
- отработка методики балансировки гибкого ротора в составе машины [12, 13];
- проверка влияния единичных отказов элементов системы управления ЭМП на ее работоспособность.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В мире существует значительный интерес к модульным высокотемпературным газоохлаждаемым реакторам для производства водородного топлива, выработки тепла, производства электроэнергии. Высокая температура теплоносителя и повышенная безопасность открывают широкие возможности для использования высокотемпературных реакторов в различных отраслях промышленности.

Россия, Китай и Япония в настоящее время разрабатывают перспективные проекты установок с ВТГР и газотурбинным циклом. Разработанные проекты и создаваемые стенды показывают, что электромагнитный подвес гибкого ротора осуществим, однако конкретная реализация подвеса требует расчетного и экспериментального обоснования.

Литература

1. *Дмитриев С.М., Замятин С.А.* Атомные газотурбинные установки: Учеб. пособие / С.М. Дмитриев, С.А. Замятин. – Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева. – Нижний Новгород, 2009. - 140 с.
2. Материалы V Международной конференции по технологии высокотемпературных реакторов HTR-2010 (Prague, Czech Republic, 18-20 октября 2010 г.).
3. Technical Design and Principle Test of Active Magnetic Bearings for the Turbine Compressor of HTR-10GT. Institute of Nuclear and New Energy Technology (INET) Tsinghua University (КНР)/Материалы V Международной конференции по технологии высокотемпературных реакторов HTR-2010 (Prague, Czech Republic, 18-20 октября 2010 г.). Доклад № 285.

4. International Journal for Nuclear Power, atw G01386, Feb. 2003. – № 2. – P. 105.
5. Кодочигов Н.Г., Белов С.Е., Друмов И.В., Знаменский Д.С., Вахи С.В., Telengator A., Razvi J. Исследования системы электромагнитного подвеса модели ротора турбомшины ГТ-МГР/Материалы V Международной конференции по технологии высокотемпературных реакторов HTR-2010 (Prague, Czech Republic, 18-20 октября 2010 г.). Доклад № 041.
6. Arkal Shenoy. US History of Direct Cycle Gas-Turbine HTGRs. Presented at IAEA Technical Committee Meeting on Gas Turbine Power Conversion Systems Meeting. – November 15, 2000.
7. Пономарев-Степной Н.Н., Глушков Е.С., Гребенник В.Н., Кирюшин А.И., Кодочигов Н.Г., Кузавков Н.Г. Возможности использования модульного гелиевого реактора ГТ-МГР для диспозиции оружейного плутония. ISSN 0869-6772. Конверсия в машиностроении – Conversion in machine building of Russia. 1999. №3-4.
8. Mitenkov F.M., Kodochigov N.G., Drumov V.V., Belov S.E., Vostokov V.S., Drumov I.V., Klochkov O.B., Khodykin A.V. Electromagnetic Suspension of Vertical Turbomachine For Nuclear Power Plant/ Proceedings of conference «PHYSCON2003» (Sanct-Peterburg, Russia, 2003 г.). – С. 146-151.
9. Кодочигов Н.Г., Друмов В.В., Белов С.Е., Дельфонцев Н.С., Чистяков В.М. Электромагнитный подвес вертикальной турбомшины для атомной станции ГТ-МГР. (англ.)/Материалы V Международной конференции по технологии электромагнитного подвеса (Циттау, ФРГ, сентябрь 2001 г.).
10. Кодочигов Н.Г., Друмов В.В., Боровиков А.Н., Друмов И.В. Система управления электромагнитным подвесом/Материалы V Международной конференции по технологии электромагнитного подвеса (Циттау, ФРГ, сентябрь 2001 г.). – С. 59-68.
11. Кодочигов Н.Г., Друмов В.В., Белов С.Е., Востоков В.С., Друмов И.В., Ходыкин А.В. Исследование методов стабилизации ротора с полным электромагнитным подвесом/Материалы VI Конференции по системам мехатроники (Кассель, ФРГ сентябрь 2003 г.). – С. 153-160.
12. Митенков Ф.М., Знышев В.В., Кирюшина Е.В., Николаев М.Я., Овчинников В.Ф., Фадеев А.В. Алгоритм определения дисбаланса ротора на электромагнитных опорах//Проблемы машиностроения и надежности машин. – 2007. – №4. – С. 9-14
13. Митенков Ф.М., Знышев В.В., Кирюшина Е.В., Кодочигов Н.Г., Николаев М.Я., Овчинников В.Ф. Влияние дисбаланса на нелинейную динамику вертикального ротора на электромагнитных подшипниках//Вестник ННГУ. Механика. 2009. – №4. – С. 110-114.
14. Кодочигов Н.Г., Друмов В.В., Победоносцев А.Б., Друмов И.В. Расчет и обоснование структуры и состава микропроцессорных контроллеров в цифровой системе управления многоопорной системой электромагнитного подвеса/Материалы VI Конференции по системам мехатроники (Кассель, ФРГ, сентябрь 2003 г.). – С. 161-169.

Поступила в редакцию 8.08.2011

МЕСТО И РОЛЬ ИНФОРМАЦИОННЫХ ТЕХНОЛОГИЙ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС

В.Л. Тихоновский*, Б.К. Былкин**

* ЗАО «НЕОЛАНТ», г. Москва

** НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва



Проанализированы место и роль информационных технологий при выводе из эксплуатации (БДВЭ) в контексте завершающей стадии жизненного цикла блока АЭС, а также перспективы создания единой информационной системы (ИС) БДВЭ ОАО «Концерн Росэнергоатом» с применением трехмерного моделирования. Показано, что создание ИС БДВЭ обеспечит системное унифицированное решение не только задачи информационного сопровождения процесса ВЭ, но и более широкого спектра задач по управлению инженерно-технической информацией на стадии эксплуатации.

Ключевые слова: атомная станция, база данных, вывод из эксплуатации, вариант вывода из эксплуатации, информационная система.

Keywords: nuclear power plant (NPP), data base, decommission, variant of decommission, information system.

ВВЕДЕНИЕ

Осуществление полного цикла работ по выводу из эксплуатации блока АЭС является масштабным организационным и техническим мероприятием, во многом сопоставимым по объему требуемых для его реализации временных, материальных и трудовых ресурсов с процессом первоначального сооружения блока.

Вывод из эксплуатации энергоблока АЭС – комплексный процесс, включающий в себя несколько этапов, на которых осуществляется разработка локальной (объектовой) концепции вывода из эксплуатации, программы вывода из эксплуатации, проведение комплексного инженерного и радиационного обследования, разработка проекта вывода из эксплуатации, дезактивация и демонтаж оборудования, обращение с РАО и т.д. На любом этапе вывода из эксплуатации принятие обоснованных решений может гарантироваться исключительно наличием и полнотой требуемой для этих целей информации.

В силу сложившейся в России ситуации в настоящее время в качестве основного варианта ВЭ блоков АЭС принят вариант «ликвидация после длительного сохранения под наблюдением». Таким образом, длительность стадии ВЭ блока АЭС в РФ (50 лет и более) может превышать совокупную длительность сроков его про-

ектирования, сооружения и эксплуатации, а стоимость и трудоемкость ВЭ (с учетом наличия радиационного фактора и значительных объемов РАО, образующихся при ВЭ) по экспертным оценкам в отдельных случаях могут быть сопоставимы с затратами на сооружение нового блока АЭС (с учетом дисконтирования). Например, при выводе из эксплуатации блоков первой и второй очередей ЛАЭС длительность этого этапа в программах вывода из эксплуатации принята не менее 50-ти лет [1–3].

В таких условиях сохранение и передача всей необходимой информации последующим поколениям специалистов, которые будут осуществлять работы по демонтажу реакторной установки и оборудования энергоблоков, становится важнейшей задачей, так как наличие достоверной информации напрямую влияет на безопасность и экономичность проведения работ по выводу из эксплуатации.

Особенностью сегодняшней ситуации в РФ является то обстоятельство, что проектирование блоков АЭС, которые подлежат в ближайшем будущем останову и выводу из эксплуатации, проводилось 40 – 50 лет назад с использованием существующих в то время технологий, ориентированных на выпуск проектной и конструкторской документации в бумажном виде. Это тем более значимо, что в силу ряда причин на действующих АЭС России до настоящего времени хранение проектной и эксплуатационной документации было организовано, как правило, только на бумажном носителе.

Очевидно, что кардинально изменить ситуацию с информационным сопровождением работ по ВЭ возможно только при создании специальной целенаправленно обновляемой и поддерживаемой на протяжении всей стадии ВЭ базы данных проектной и эксплуатационной документации блока АЭС, обеспечивающей ее долговременное и надежное хранение – *базы данных по выводу из эксплуатации (БДВЭ)* блока АЭС.

Термин «база данных по выводу из эксплуатации блока АЭС» принят в нормативных документах Ростехнадзора [4, 5 и др.] и руководящих документах ОАО «Концерн Росэнергоатом» [6], в которых под этим термином понимается не компьютерная реализация базы данных, а только концептуальное хранилище информации, необходимой для подготовки, планирования и обеспечения ВЭ блока АЭС. Таким образом, в понимании нормативных документов Ростехнадзора БДВЭ может быть реализована как комплект документации в бумажном формате или как комплект документов, переведенных в формат микрофильмов, т.е. в документах Ростехнадзора выдвигаются концептуальные требования только к базовому составу информации БДВЭ, а не к форме и способу ее реализации.

Заблаговременное внедрение и наполнение такой базы данных по выводу из эксплуатации позволит централизованно сохранить и передать всю необходимую документацию и данные, требуемые для практического осуществления вывода из эксплуатации, будущим поколениям специалистов.

Все это определяет важную роль информационных технологий при ВЭ не только как надежного и удобного средства долговременного сохранения знаний, но и как инструмента, позволяющего управлять процессом ВЭ, повышать его эффективность, существенно оптимизируя затраты.

В настоящее время наиболее эффективной практической реализацией БДВЭ является информационная система (ИС), создаваемая средствами современных информационных технологий – ИС БДВЭ. Под ИС БДВЭ понимается информационная система, обеспечивающая сбор, хранение, обработку и предоставление всех данных, необходимых для планирования, разработки проекта и выполнения работ по ВЭ блока АЭС, включая проектно-конструкторскую документацию, сведения

об эксплуатации блока, инженерных и радиационных обследованиях, результаты расчетных исследований и выполнения работ на всех этапах ВЭ блока АЭС.

Для реализации ИС БДВЭ требуется использование множества различных информационных технологий: базы данных, трехмерной инженерной графики, средств работы с электронными документами, Internet-технологии и др. Однако ради сохранения преемственности с положениями документов Ростехнадзора разработчиками уже в течение более 10-ти лет используется термин ИС БДВЭ.

ЖИЗНЕННЫЙ ЦИКЛ ИС БДВЭ БЛОКА АЭС

С учетом принятой в РФ стратегии ВЭ блоков АЭС и принятого решения о продлении срока службы действующих блоков АЭС в жизненном цикле ИС БДВЭ можно выделить следующие пять основных фаз.

1. Инициация – формулирование базовых функциональных и технических требований к составу и структуре ИС БДВЭ, способам и методам ее применения в процессе ВЭ в программе ВЭ блока АЭС.

2. Создание ИС БДВЭ как информационной системы и ее первоначальное наполнение. Реализация мероприятий данной фазы позволяет создать ИС БДВЭ и упорядоченно сохранить в электронном виде наиболее важную информацию о блоке АЭС, его площадке, компоновке блока, его радиационном состоянии. Фаза реализуется на завершающем этапе проектного срока службы блока АЭС (4–5 лет).

3. Информационное наполнение ИС БДВЭ в процессе продления срока службы блока АЭС. В течение данной фазы производят расширение и детализацию наполнения ИС (проектно-конструкторской документацией и данными по оборудованию, системам, конструкциям), при необходимости, детализацию трехмерных моделей блоков АЭС и их площадки, в том числе и с применением технологии лазерного сканирования. Длительность данной фазы в зависимости от поколения блока АЭС и его технического состояния на сегодняшний день может колебаться от 15-ти до 25-ти лет.

4. Применение ИС БДВЭ при подготовке к ВЭ (до момента получения лицензии на ВЭ блока АЭС). На данной фазе осуществляется трансформация ИС БДВЭ в систему информационно-управляющую (информационно-аналитическую) с добавлением соответствующих аналитических и расчетных подсистем. К данной фазе ИС БДВЭ уже должна содержать соответствующий достаточный объем информации для решения задач управления, расчета и оптимизации. Как показывает отечественная практика (первый и второй блоки БелАЭС и НВАЭС), длительность данной фазы может составлять несколько десятков лет.

5. Применение ИС БДВЭ в процессе ВЭ. Это целевая фаза жизненного цикла ИС, ради которой система проектировалась, создавалась и наполнялась. Длительность данной фазы с учетом работ по приведению блоков в заданное конечное состояние может составлять 50 – 70 лет и более.

На рисунке 1 на примере первого блока Ленинградской АЭС показан жизненный цикл ИС БДВЭ блока АЭС.

Как видно из рис. 1, на завершающих этапах вывода из эксплуатации ИС БДВЭ будет содержать достаточный объем информации об оборудовании, системах, конструкциях реактора и других компонентах блока для создания на ее основе системы управления проведением отдельных работ в рамках ВЭ. К таким работам, например, можно отнести планирование демонтажа оборудования, управление захоронением РАО, расчеты финансовой стоимости конкретных работ. Для решения таких задач функциональность ИС БДВЭ необходимо будет расширить за счет включения в ее структуру дополнительных аналитических модулей или за счет ее

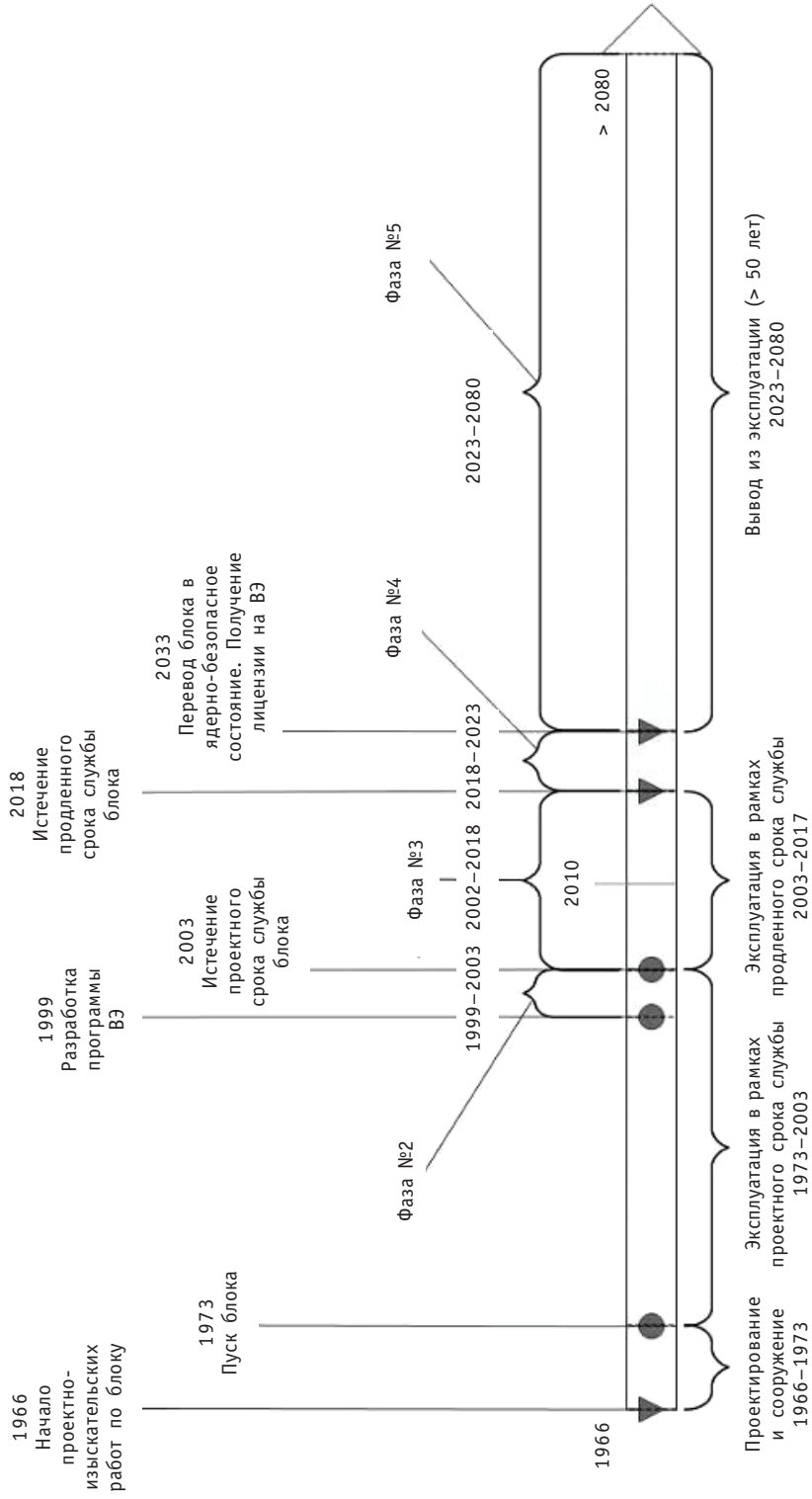


Рис. 1. Жизненный цикл ИС БДВЭ применительно к первому блоку Ленинградской АЭС

интеграции с соответствующими специализированными коммерческими программными продуктами.

СОЗДАНИЕ ЕДИНОЙ ИС БДВЭ ОАО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ» С ПРИМЕНЕНИЕМ ТРЕХМЕРНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

В течение последних лет в ОАО «Концерн Росэнергоатом» выполнен комплекс работ по созданию информационных систем по выводу из эксплуатации на первом-четвертом блоках Ленинградской АЭС, первом-втором блоках Белоярской АЭС, первом-втором блоках Нововоронежской АЭС. Все три системы реализованы на различных платформах (ЛАЭС – Bentley Systems, БелАЭС – Parametric Technology Corporation, НВАЭС – собственная разработка компании НПП «РАДИКО»). В настоящее время ЗАО «НЕОЛАНТ» ведет работу по созданию СИОВЭ первого и второго блоков Курской АЭС. ОАО «НИКИЭТ» проводит работы по масштабированию ИС ВЭ первого и второго блоков БелАЭС, планируются работы по третьему блоку БелАЭС.

Особенностью созданных информационных систем по выводу из эксплуатации блоков АЭС (ЛАЭС и БелАЭС) является то, что в них впервые используются трехмерные модели блоков и площадок АЭС (3D-модели). Под трехмерной моделью понимается электронная пространственная модель какого-либо объекта реального мира или его части (здания, сооружения, предприятия и т.д.), выполненная с помощью какой-либо прикладной программной системы трехмерного моделирования или проектирования. Эта модель выполняется для целей разработки проекта: определения компоновочных решений, проведения расчётов в расчётных системах, получения рабочей документации (плоскостных и изометрических рабочих чертежей), спецификаций и т.д.

Как показывает мировой, а теперь и отечественный опыт, применение трехмерного моделирования для решения задач ВЭ одинаково эффективно как при выводе из эксплуатации АЭС по варианту немедленного демонтажа, так и по варианту отложенного демонтажа (после сохранения под наблюдением реакторных конструкций).

В настоящее время генеральные проектанты АЭС РФ (ОАО «Атомэнергопроект», ОАО «СПбАЭП», ОАО «НИАЭП») активно применяют современные технологии трехмерного проектирования при проектировании новых блоков АЭС (ЛАЭС-2, НВАЭС-2, четвертый блок КланАЭС, третий и четвертый блоки РоАЭС). В ОАО «Концерн Росэнергоатом» осуществляются работы по созданию корпоративной информационной системы (КИС), предоставляющей унифицированные информационные сервисы для решения типовых задач хранения и обработки информации. В рамках КИС на АЭС реализуются унифицированные системы электронных архивов документации, технического обслуживания и ремонтов оборудования, управления проектами и т.д.

Совокупность вышеперечисленных факторов определяет необходимость централизованного планомерного создания в рамках КИС информационной системы базы данных подготовки и вывода из эксплуатации блоков АЭС ОАО «Концерн Росэнергоатом» с применением трехмерного моделирования (ИС БДВЭ РЭА).

Место и роль ИС БДВЭ РЭА определяется следующим образом.

Пользователями ИС БДВЭ РЭА являются структурные подразделения аппарата ОАО «Концерн РЭА» и АЭС, ответственные за подготовку и вывод из эксплуатации блоков АЭС, а также пользователи в научно-исследовательских, проектно-конструкторских институтах, других внешних организациях, привлекаемых к разработке и осуществлению проекта ВЭ блока АЭС.

Ядром ИС БДВЭ являются локальные информационные системы базы данных по выводу из эксплуатации блоков АЭС (ЛИС БДВЭ), функционирующие на АЭС, которые формируются и наполняются информацией на всех стадиях жизненного цикла блоков АЭС. На стадии проектирования проектные организации формируют основу ЛИС БДВЭ: 3D-модель блока АЭС и его площадки, а также реализуют наполнение технической и проектно-конструкторской информацией, необходимой для планирования и выполнения работ по выводу из эксплуатации. На стадии строительства заказчик строительства совместно с проектной организацией уточняет информацию, полученную на этапе проектирования по результатам авторского надзора и конкретно реализованным проектным и техническим решениям. На стадии эксплуатации подразделения АЭС в течение всего срока эксплуатации организуют сбор, обработку и хранение информации в объеме, необходимом для выполнения всего комплекса мероприятий на заключительной стадии жизненного цикла блоков АЭС. На стадии вывода из эксплуатации это осуществляется подразделениями, обеспечивающими вывод из эксплуатации блока АЭС.

Фундаментальной частью ЛИС БДВЭ являются инженерные модели (3D, 2D), в том числе трехмерная информационная модель блока АЭС (его площадки), вокруг которых интегрируется вся необходимая для осуществления ВЭ инженерно-техническая информация. Для вновь проектируемых блоков АЭС такие модели создаются Генеральным проектировщиком блока АЭС. Для действующих блоков АЭС такие модели реализуются в рамках создания ЛИС БДВЭ блока АЭС на платформе, выбранной Генеральным проектировщиком блока АЭС.

В соответствии с требованиями руководящих документов Ростехнадзора и ОАО «Концерн Росэнергоатом» [4 – 6] на стадии эксплуатации блоков АЭС до момента получения лицензии на вывод из эксплуатации блока АЭС в ЛИС БДВЭ должен быть собран значительный объем разнообразной информации (документации и данных), касающейся технического состояния систем, оборудования, конструкций, зданий и сооружений, условий эксплуатации в течение всего периода, аварий, проводимых модернизаций и ремонтов, радиационного мониторинга, результатов комплексных инженерных и радиационных обследований (КИРО) и др. Объем собранной информации должен быть достаточен для подготовки программы и проекта по выводу из эксплуатации АЭС, отчетов по обоснованию безопасности (ООБ ВЭ, ОВОС ВЭ) и в дальнейшем для управления процессом вывода.

Для сбора, обработки и ввода-вывода такого объема информации ИС БДВЭ должна реализовываться с использованием подсистем КИС ОАО «Концерн Росэнергоатом» (подсистемы «Управление документооборотом», «Управление ТОиР» и т.д.) и действующих на АЭС информационных систем радиационного мониторинга, учета и контроля обращения с ОЯТ и РАО и т.д.

ИС БДВЭ предназначена для обеспечения информационной поддержки деятельности структурных подразделений центрального аппарата ОАО «Концерн Росэнергоатом», АЭС, специализированных организаций по подготовке и выводу из эксплуатации блоков АЭС.

Целями создания ИС БДВЭ являются снижение издержек и повышение безопасности при выводе из эксплуатации блоков АЭС; аккумуляция и представление знаний, необходимых для реализации этапов ВЭ; реализация в ОАО «Концерн Росэнергоатом» подотчетной части ОИС ВЭ ЯРОО Госкорпорации «Росатом», являющейся многоуровневой распределенной информационной системой, обеспечивающей эффективное управление проектами по ВЭ, интегрирующей для каждого ЯРОО или их групп необходимый объем инженерно-технической информации по всем аспектам ВЭ, предоставляющей доступ к информации организациям-участникам ра-

бот по ВЭ объекта и организующей обмен технологическим и методическим опытом по ВЭ для организаций Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом».

В рамках создания ИС БДВЭ АЭС РЭА планируется применять современные информационные технологии.

- Лазерное сканирование может применяться для уточнения отдельных фрагментов трехмерных моделей блоков АЭС в случае отсутствия актуальной проектно-конструкторской документации и контроля геометрических размеров зданий и сооружений площадки блока АЭС и его конструкций в процессе длительной выдержки под наблюдением.

- Автоматизированная идентификация (штрих-кодовая и радиочастотная маркировка, мобильные терминалы сбора данных) может применяться для оперативного получения специалистами исчерпывающей информации об интересующем их компоненте блока АЭС, его площадки непосредственно по месту нахождения специалиста. Потребность в таких возможностях будет возрастать по мере отдаления от срока останова блока и смены поколений специалистов. Эта технология может быть успешно применена для автоматизации сбора информации в процессе проведения первоначального и последующих периодических локальных КИРО блока для повышения качества и оперативности сбора данных, а также для автоматизации ввода данных в локальную ИС БДВЭ. Другим применением технологии автоматизированной идентификации может быть маркировка емкостей с РАО, отдельных демонтируемых радиоактивных конструкций и оборудования для их учета и отслеживания последующих перемещений.

- GPS/ГЛОНАСС-трекинг может использоваться для контроля целостности и отклонений зданий и сооружений на площадке, конструкций, оборудования и систем внутри блока (локальный GPS). Применение подобной технологии позволит заблаговременно оценить процессы разрушений и корректирующие меры.

- 4D-анимационная модель демонтажа, представляющая собой интеграцию трехмерной модели с планом-графиком выполнения работ по демонтажу. Технология позволяет заранее определить оптимальный способ выполнения работ по демонтажу, заблаговременно разрешить возможные пространственно-временные конфликты работ. Это позволит снизить стоимость выполнения работ и уменьшить дозовые нагрузки на персонал.

- Трехмерные интерактивные тренажеры. Технология позволяет использовать трехмерные модели блока АЭС и его площадки для обучения персонала средствами виртуальной реальности. Применение технологии совместно с 4D-анимацией позволяет оптимизировать работы по демонтажу, сократить сроки, стоимость выполнения работ и уменьшив дозовые нагрузки на персонал.

- Расчетные модули. По мере продвижения работ по выводу из эксплуатации и накопления информации в ЛИС БДВЭ все отчетливее будет проявляться необходимость в выполнении различных расчетов и оптимизаций процесса ВЭ с использованием накопленной в ЛИС БДВЭ информации. Практическую реализацию указанных возможностей можно обеспечить за счет создания дополнительных функциональных аналитических подсистем в ЛИС БДВЭ, к которым можно отнести расчетную подсистему прогнозирования образования РАО при ВЭ, оптимизационную подсистему обработки вариантов процедур демонтажа оборудования и т.д.

Литература

1. Былкин Б.К., Зверков Ю.А., Шапошников В.А. и др. Стратегия вывода из эксплуатации первого энергоблока Ленинградской АЭС//Известия Академии промышленной экологии. – 2001. – № 1. – С. 67-81.
2. Былкин Б.К., Шапошников В.А, Тихоновский В.Л., и др. База данных при выводе из эксплуатации энергоблоков Ленинградской АЭС//Атомная энергия. – 2003. – Т. 95. – Вып. 3. – С. 176-182.
3. Черников О.Г., Шапошников В.А., Тихоновский В.Л., Былкин Б.К. Опыт разработки базы данных для вывода из эксплуатации блоков Ленинградской АЭС//Журнал «Росэнергоатом». – 2005. – № 9. – С. 30-31.
4. Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции (НП-012-99), Ростехнадзор, 1999.
5. Требования к содержанию программы вывода из эксплуатации блока атомной станции (РБ-013-2000), Ростехнадзор, 2000.
6. Типовая структура базы данных для вывода из эксплуатации блока атомной станции. Общие требования. РД ЭО 0582-2005, ОАО «Концерн Росэнергоатом». – С. 1-27.

Поступила в редакцию 8.08.2011

ОЦЕНКА ИНТЕНСИВНОСТИ ПРОЦЕССОВ ОКИСЛЕНИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ СТАЛЕЙ ПЕРВОГО КОНТУРА ЯЭУ С ТЯЖЕЛЫМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМИ

Р.Ш. Асхадуллин, К.Д. Иванов, В.М. Шелеметьев, Р.П. Садовничий
ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



На основании выполненных экспериментальных исследований по влиянию температуры и кислородного режима тяжелых жидкометаллических теплоносителей на интенсивность протекания окислительных процессов их взаимодействия с различными конструкционными сталями разработана методика численных оценок локальных и интегральных потоков кислорода, расходуемого на окисление внутренних поверхностей первого контура реакторных установок.

Использование данной методики позволяет выполнять предварительные оценки результатов длительной эксплуатации конструкционных сталей, обосновывать использование оптимальных с точки зрения массопереноса кислородных режимов теплоносителя, формировать требования к системам технологии теплоносителя.

Ключевые слова: тяжелый жидкометаллический теплоноситель, конструкционные стали, первый контур, ЯЭУ, окисление.

Key words: heavy liquid-metal heat-carrier, constructional steels, primary coolant circuit power, reactor facility, oxidation.

ВВЕДЕНИЕ

Для решения задач технологии теплоносителя, которые сводятся к обеспечению чистоты первого контура и условий коррозионной стойкости используемых конструкционных сталей, применительно к РУ с жидкометаллическим (Pb, Pb-Bi) теплоносителем требуется разработка соответствующих систем технологии.

Среди них с учетом существенного увеличения продолжительности эксплуатации данной установки [1] по сравнению с ее прототипами, а также повышения температурного уровня особое место отводится тем устройствам, функционирование которых обеспечивает долговременное взаимодействие конструкционных сталей с теплоносителем. По существу, это две проблемы: материаловедческая, связанная с сохранностью эксплуатационных свойств сталей, и технологическая, связанная с обеспечением требуемого качества теплоносителя и с очисткой контура от избыточных продуктов взаимодействия теплоносителя со сталями.

Решение совместной задачи поддержания коррозионной стойкости сталей и минимизации массопереноса в первом контуре, по современным представлени-

ям [2], достигается комплексом мер. При этом основными являются мероприятия по созданию на поверхности сталей защитных оксидных покрытий, а также условий, которые обеспечивали бы сохранность этого диффузионного барьера, но не позволяли бы развиваться окислительному процессу до масштабов кислородной коррозии.

В практическом плане речь идет о выборе и поддержании оптимального кислородного режима теплоносителя. В настоящее время он еще окончательно не определен. В то же время имеются экспериментальные результаты по коррозионной стойкости сталей [3, 4] как в свинце-висмуте, так и в свинце на временной базе от ~ 30 до ~ 50 тыс. часов при кислородном режиме, который характеризуется уровнем концентрации кислорода $C_0 \sim (1-2) \cdot 10^{-6}$ % мас. Этот режим при проведении ресурсных испытаний сталей получил название «базового» кислородного режима.

Независимо от конкретных параметров оптимального режима для организации в целом окислительных условий для сталей в герметичном контуре (без натечек кислорода) требуется действие источника кислорода, который должен по интенсивности соответствовать скорости окисления сталей.

Целью данной работы является создание расчетной методики, позволяющей уже на стадии проектирования реакторной установки оценить величины локальных и интегральных потоков кислорода, расходуемого на окисление конструкционных сталей в первом контуре.

ВЫВОД ОСНОВНОЙ РАСЧЕТНОЙ ЗАВИСИМОСТИ СКОРОСТИ ОКИСЛЕНИЯ СТАЛИ

В общем случае интенсивность окислительного взаимодействия сталей с растворенным в теплоносителе кислородом зависит от многих факторов. Среди них можно выделить внешние условия, задаваемые температурным уровнем и локальными условиями доставки кислорода к поверхности стали (концентрационный напор в виде парциального давления кислорода, гидродинамические условия обтекания поверхности стали теплоносителем, определяющие механизм доставки к ней кислорода, и диффузионные свойства среды), а также внутренние условия со стороны стали с соответствующим концентрационным напором со стороны металлических компонентов. Для промежуточной области между матрицей стали и теплоносителем, т.е. оксидной пленкой, большое значение имеют ее диффузионные свойства относительно кислорода и металлических компонентов, определяющие защитные свойства оксидного покрытия.

Очевидно, что в начальный момент формирования оксидной пленки ее защитные свойства невелики вследствие малой толщины и отсутствия сплошности. Этот период всегда характеризуется максимальными скоростями протекания окислительного процесса. Здесь важную роль играют процессы, связанные с доставкой кислорода непосредственно к поверхности стали. Низкие концентрации кислорода и неудовлетворительные гидродинамические условия при определенных соотношениях могут привести к тому, что, начиная с некоторой предельной температуры, пассивация стали становится невозможной, а интегральный процесс взаимодействия развивается по механизму жидкометаллической коррозии.

При расчетах скорости окисления на начальном этапе формирования оксидной пленки, в силу сказанного выше, обязательно следует учитывать не только температуру и парциальное давление кислорода, но и гидродинамические условия. Последнее обстоятельство значительно затрудняет поэлементный расчет окислительного процесса в первом контуре для режима начала формирования оксид-

ных пленок. Кроме того, для этой стадии окисления отсутствуют надежные экспериментальные данные.

Для более поздних стадий окисления, когда процесс определяется исключительно диффузионными свойствами стали и оксидной пленки, или для условий, когда пленки формируются заранее (предварительная пассивация), расчеты можно вести без учета влияния гидродинамики.

Поскольку экспериментальные данные, которые использовались при разработке методики, были получены именно для этих условий [5, 6], то при выводе основной расчетной зависимости этот фактор не учитывался. Это является одним из ограничений использования расчетной зависимости в плане ее распространения в область предельно малых толщин оксидных пленок ($\leq 0,1$ мкм).

После завершения начальной стадии (которая весьма условна) процесс протекает в целом с увеличением толщины оксидной пленки, а также с развитием ряда других процессов, которые могут проявить себя позже в виде возрастания скорости окисления: возможное растрескивание пленок из-за накапливаемых напряжений или деформаций поверхности стали, отслоение части внешнего слоя и его унос теплоносителем. Как правило, эти процессы характерны для более поздних стадий окисления, и наблюдаются при чрезмерном увеличении толщины оксидной пленки (~ 100 мкм и выше). Эти процессы при выводе расчетной зависимости также не учитывались.

В то же время фактор роста толщины оксидного слоя и соответствующее влияние на интенсивность окислительного процесса необходимо учитывать. Для этого можно использовать либо представление о параболическом характере роста толщины пленки, либо более общий степенной закон. В первом случае поток кислорода на формирование оксидной пленки, пропорциональный приросту ее толщины, можно записать в виде

$$q_0 = k \cdot \frac{d\delta}{d\tau} \sim \frac{1}{2\delta},$$

где δ – толщина оксидной пленки; k – коэффициент пропорциональности. Во втором случае

$$q_0 \sim \frac{1}{n\delta^{n-1}},$$

где n – показатель степенной зависимости. Численные значения n в последнем случае определяются из экспериментальных данных по окислению сталей.

Как в первом, так и во втором случаях данный подход можно использовать только при постоянной температуре окисления и фиксированном кислородном режиме теплоносителя, для которых эти законы получены. В общем случае влияние изменяющейся толщины оксидной пленки и соответствующее изменение условий протекания окислительного процесса можно учесть в виде специальной функции времени, вид которой определяется реальным характером изменения условий окисления.

Поскольку основной задачей разрабатываемой методики является вывод зависимости, позволяющей оценивать потоки кислорода, расходуемого на окисление поверхности стали при вариациях температурных и кислородных режимов теплоносителя, постановка задачи сводится к следующему.

Имеется матрица различных экспериментальных значений потоков кислорода, расходуемого на окисление стали, и параметров температуры и парциального давления кислорода в теплоносителе. Требуется представить искомую зависимость потока кислорода как суперпозицию функций температуры и парциального дав-

ления кислорода. Аналитически искомая зависимость должна быть представлена в виде

$$q_0 = f_1(\tau) \cdot f_2(p_{O_2}) \cdot f_3(T), \quad (1)$$

где $f_1(\tau)$ – функция, отражающая влияние изменений условий окисления от времени, в частности, толщины оксидной пленки к моменту времени τ ; $f_2(p_{O_2})$ – функция, отражающая влияние кислородного режима теплоносителя в локальном месте контура циркуляции; $f_3(T)$ – функция, отражающая влияние температуры в данном месте контура.

Функция $f_1(\tau)$ в проведенных нами исследованиях в первом приближении отражает влияние толщины оксидной пленки, сформированной к моменту измерений. Абсолютные значения потоков кислорода при различных экспериментальных кампаниях в момент изменения температурных условий из-за различий в толщинах пленок значительно отличались. Это обстоятельство потребовало из всего массива полученных экспериментальных данных сделать выборку, в которой использованы данные, только непосредственно связанные с режимами целенаправленного ступенчатого изменения температуры. При этом сделано вполне очевидное допущение, что изменение толщины оксидной пленки непосредственно в момент измерения температурной зависимости несущественно. Баланс количества «усвоенного» сталью кислорода при проведении этих экспериментов подтвердил правомерность этого допущения и, соответственно, возможность упрощения формулы (1) в момент измерений до вида

$$q_0 = const \cdot f_2(p_{O_2}) \cdot f_3(T). \quad (2)$$

Для выявления вида зависимости $f_2(p_{O_2})$ и $f_3(T)$ по имеющимся экспериментальным данным требуется проведение специальных опытов, в которых одна из этих функций тождественна константе (при $T = const$ или при $p_{O_2} = const$). Такие опыты были проведены в работе [7], где изучалась зависимость потока кислорода q_0 от парциального давления кислорода при постоянных температурах. В результате было показано, что в области повышенных значений активности кислорода имеет место пропорциональность потока давлению кислорода в виде

$q_0 \sim p_{O_2}^{0,25} \sim p_{O_2}^{0,125}$. В области относительно низких значений активности кислорода зависимость близка к виду $q_0 \sim p_{O_2}^2 \sim p_{O_2}^1$. Величина критических значений p_{O_2} , при которых происходит смена механизма окисления сталей (при температурах примерно от 480 до 650°C), выражается прямой в координатах «ЭДС датчика активности кислорода [мВ] – температура [°C]»:

$$E = 0,35t + 193. \quad (3)$$

На основании этих данных для каждого экспериментального значения q_0 , полученного при температуре t_i и парциальном давлении кислорода $(p_{O_2})_i$, были рассчитаны значения $(q_0^*)_i$ – потока кислорода, приведенные к постоянному парциальному давлению кислорода $p_{O_2} = 1$ атм. Затем в координатах Аррениуса строилась зависимость $\ln q_0^* = f\left(\frac{1}{T}\right)$ для нахождения кажущейся энергии активации процесса окисления стали Q .

На рисунке 1 в качестве примера приведены характерные результаты такой обработки экспериментальных данных для стали X18H10T.

В результате обработки всего массива экспериментальных данных были выбраны наиболее достоверные численные значения энергии активации для каждой конструкционной стали.

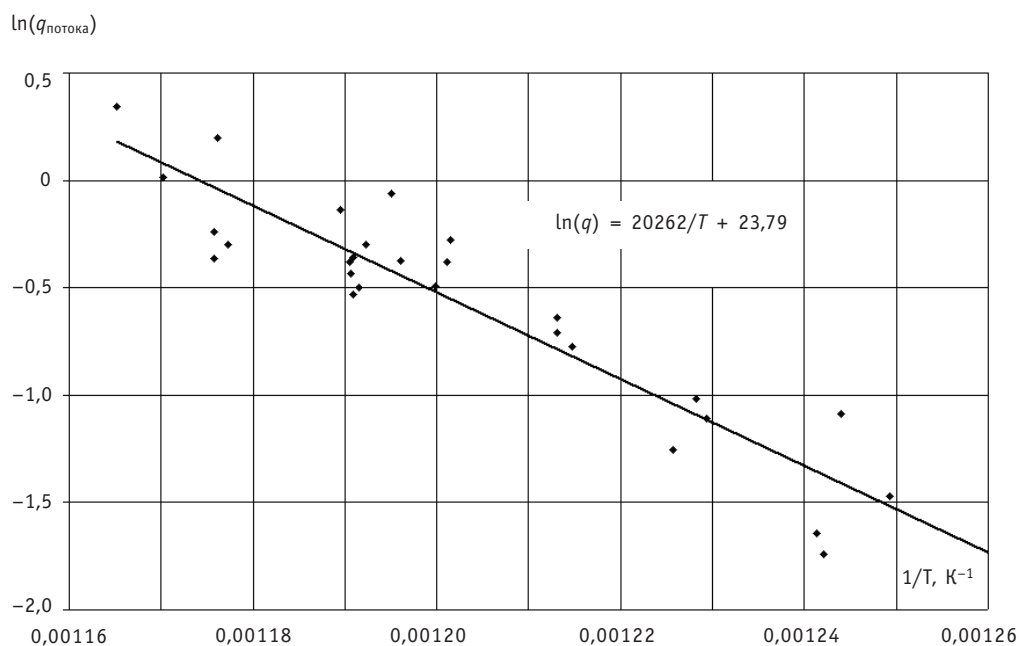


Рис. 1. Зависимость расчетного (приведенного) потока кислорода от обратной температуры для стали X18H10T

Таким образом, основная расчетная формула с учетом выявленных ранее закономерностей может быть представлена в виде

$$q_0(\tau) = q_0^\circ(\tau) \cdot p_{O_2}^n \cdot \exp\left(-\frac{Q}{RT}\right), \quad (4)$$

где $q_0^\circ(\tau)$ – сомножитель, имеющий размерность удельного потока кислорода на единицу поверхности стали и отражающий изменение защитных свойств оксидного покрытия во времени; p_{O_2} – парциальное давление кислорода, равновесное с теплоносителем данного состава и выраженное в долях от атмосферы; n – показатель степени ($n = 0,125$ в области повышенных парциальных давлений кислорода, $n = 1$ в области относительно низких давлений); Q – кажущаяся энергия активации окислительного процесса, Дж/моль; $R = 8,314$ – универсальная газовая постоянная, Дж/(моль·К); T – температура, К.

Основная трудность практического использования этой формулы состояла в определении функциональной зависимости и численных значений параметра $q_0^\circ(\tau)$. С этой целью был использован массив имеющихся литературных данных, позволявший в предположении параболического роста оксидных пленок представить искомую зависимость в виде функции $q_0^\circ(\tau) = \frac{A}{\delta(\tau)}$, где константа A характеризует реализованный режим окисления стали. На рисунке 2 в качестве примера приведены результаты расчетов данной константы для стали ЭП-823.

Разброс значений A связан с двумя принципиально различными причинами:

- неточность определения кислородного режима в экспериментах, погрешности в определении толщины пленок, использование параболического приближения в расчетах, неучетом реального состава пленок;
- различия в механизмах протекания самих окислительных процессов.

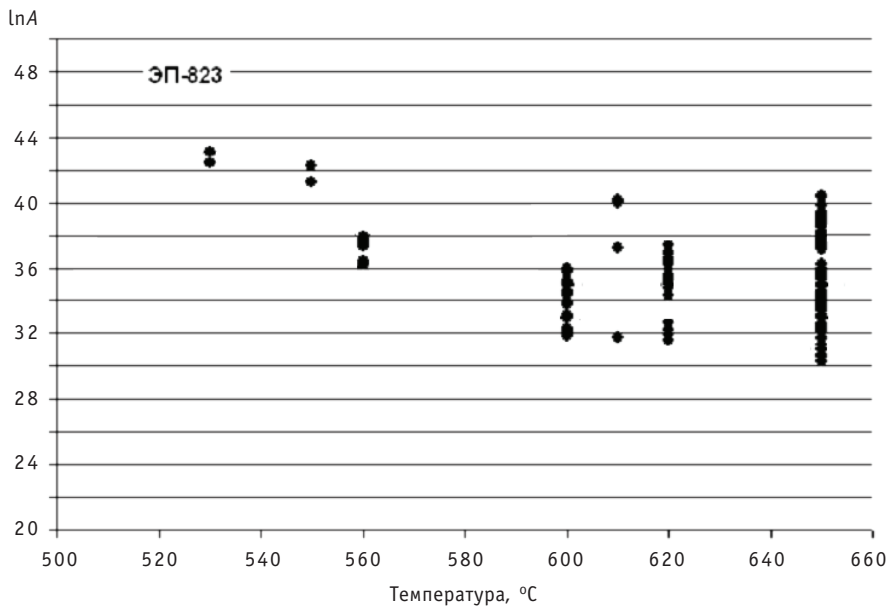


Рис. 2. Массив данных параметра A для стали ЭП-823

Анализ экспериментальных данных показал, что основные различия в значениях параметра A обусловлены последним из перечисленных факторов. В качестве подтверждения этого тезиса на рис. 3 приведены результаты расчетов параметра A по данным проведения одной из экспериментальных кампаний в свинцовом стенде при температуре 650°C в течение 1000 ч, где экспонировались различные образцы стали ЭП-823.

Представленные на рис. 3 расчетные данные параметра A , характеризующего при прочих равных условиях интенсивность окислительного процесса, демонстрируют влияние исходного состояния поверхности стали, которое в данном экс-

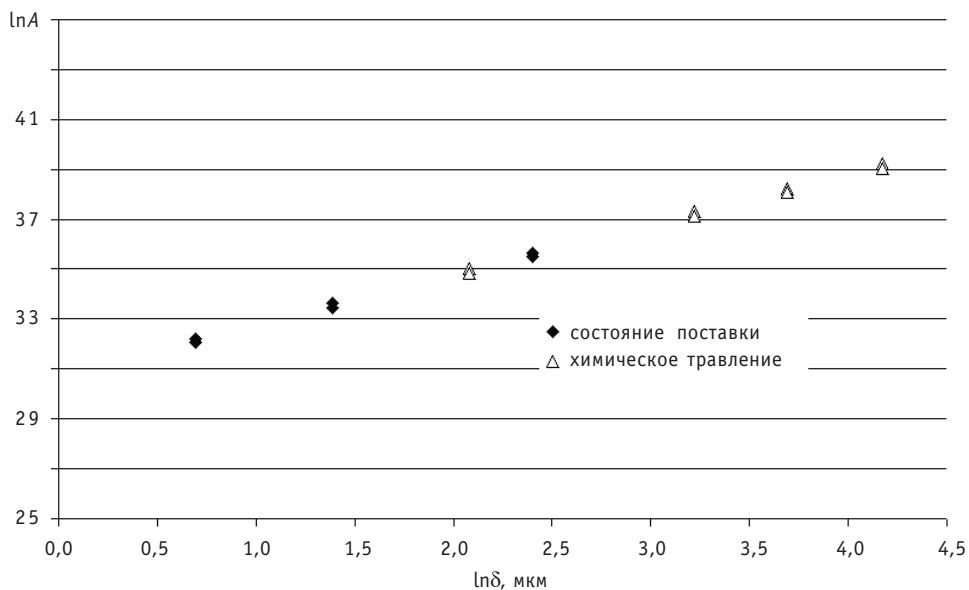


Рис. 3. Зависимость рассчитанных значений параметра A от конечной толщины оксидных пленок для образцов с различным исходным состоянием поверхности

перименте изменялось от состояния заводской поставки (минимальные значения A) до состояния после штатного режима обработки поверхности кислотным раствором.

Таким образом, в окончательном виде расчетная формула для вычисления локальных потоков кислорода записывается в виде

$$q_0(\tau) = \frac{A}{\delta(\tau)} \cdot p_{O_2}^n \cdot \exp\left(-\frac{Q}{RT}\right). \quad (5)$$

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ РАСЧЕТНОЙ МЕТОДИКИ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ИНТЕГРАЛЬНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ОКИСЛИТЕЛЬНОГО ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ С ВНУТРЕННИМИ ПОВЕРХНОСТЯМИ ПЕРВОГО КОНТУРА РУ

При расчете интегральных характеристик, предполагающем суммирование локальных потоков с учетом температурных условий, величины поверхностей конкретных сталей, а также значений парциальных давлений кислорода в теплоносителе, контактирующем с данным элементом первого контура, необходимо знать распределение температур и кислорода по контуру. В общем случае это распределение можно получить из совместного решения тепловой и гидродинамической задач.

Для расчета распределения температуры теплоносителя и соответственно температуры поверхности стали в первом контуре существуют надежные методики, и получение конечных результатов является только вопросом времени и степени проработанности конструкторских решений по установке. В этом отношении учет температурного фактора при интегрировании сдерживается только процедурой получения распределений поверхностей сталей по температурным условиям. При этом для предварительной оценки можно задавать достаточно грубое приближение по характеру такого распределения. В дальнейшем по мере уточнения температурных условий будут уточняться и оценки интегральных потоков кислорода.

Что касается распределения активности кислорода по контуру (ее всегда можно пересчитать в равновесное парциальное давление кислорода) по температурным зонам, то аналогичный расчет массопереноса в первом контуре в настоящее время невозможен. Главным сдерживающим фактором при этом является отсутствие соответствующих констант и замыкающих уравнений, что является следствием недостаточной изученности сложных физико-химических процессов в теплоносителе.

Выходом из этого положения является использование имеющихся экспериментальных данных по распределению ТДА кислорода в циркуляционных контурах. В настоящее время различают два основных характера распределения этого параметра по длине неизотермического контура циркуляции теплоносителя:

- «изоконцентрационный», характеризующийся соответствующими наклонами прямых на известной $E-T$ -диаграмме, связывающей значения показаний датчика ТДА с температурой;
- «неизоконцентрационный», характеризующийся другими температурными наклонами в зависимости показаний датчика от температуры.

Опираясь на эти экспериментальные данные или задаваясь любым другим конкретным распределением, можно рассчитывать соответствующие зависимости изменения парциального давления кислорода в теплоносителе как функции температуры поверхности стали.

Следующим этапом, предваряющим расчет, является задание начальных условий в виде соответствующих толщин оксидных пленок $\delta(\tau = 0)$ и предполагаемого режима окисления (численные значения A для каждой стали).

Общая схема расчета интегрального потока кислорода на окисление внутренних поверхностей первого контура следующая.

Определяется поток кислорода в каждом локальном участке контура, а именно,

- определяется температура поверхности стали в локальной зоне;
- задается кислородный режим теплоносителя в виде парциального давления кислорода;
- рассчитывается значение толщины оксидной пленки как функция времени;
- рассчитывается значение потока кислорода в локальной зоне первого контура как функция времени.

После этого проводится интегрирование полученных локальных значений потоков кислорода по всем температурным зонам первого контура, результаты которого представляются в виде функции времени. Далее таким же образом могут быть получены численные значения интегральных потоков кислорода на окисление сталей для других температурных, кислородных режимов работы теплоносителя и механизмов развития окислительных процессов.

ВЫВОДЫ

На основании выполненных экспериментальных исследований по влиянию температуры и кислородного режима теплоносителя на интенсивность протекания окислительных процессов взаимодействия тяжелых теплоносителей с различными конструкционными сталями разработана методика численных оценок локальных и интегральных потоков кислорода, расходуемого на окисление внутренних поверхностей первого контура реакторных установок. Использование данной методики позволяет выполнять предварительные оценки результатов длительной эксплуатации конструкционных сталей, обосновывать использование оптимальных с точки зрения массопереноса кислородных режимов теплоносителя, формировать требования к системам технологии теплоносителя. Полученные в работе расчетные зависимости позволяют с единых позиций оценивать защитные свойства оксидных покрытий, полученных в разных условиях.

Литература

1. Перспективные реакторные установки с жидкометаллическим теплоносителем свинец-висмут/*В.С. Степанов, Н.Н. Климов и др.*/Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях: сб. докладов конф. В 2-х томах. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999. – Т.2. С.415-424.
2. Разработка и исследования оболочечных сталей для твэлов ЯЭУ с тяжелым теплоносителем/*А.Е. Русанов, В.М. Троянов и др.*/Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях: сб. докладов конф. В 2-х томах. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 1999. – Т.2. С.678-685.
3. *Каиштанов А.Д.* Разработка и обоснование рекомендаций для выбора конструкционных сталей теплообменного оборудования реакторов на быстрых нейтронах с тяжелыми теплоносителями. Кандидатская диссертация, Санкт-Петербург, 2010 г. – 116 с.
4. Отработка методики определения потока металлических компонентов из конструкционных сталей реакторных установок/*П.Н. Мартынов, К.Д. Иванов и др.*/Тепломассоперенос и свойства жидких металлов: материалы конференции. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2002. – Т.1 С. 145-151.
5. Оценка диффузионного выхода металлических компонентов из конструкционных сталей при их экспозиции в тяжелых теплоносителях/*С.В. Салаев, П.Н. Мартынов, К.Д. Иванов, О.В. Лаврова*/Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях: сб. тезисов конференции. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2003. – С. 91-92.
6. Использование разработанной методики экспериментальной оценки диффузионного выхода металлических компонентов из сталей для изучения коррозионной стойкости этих сталей в тяжелых теплоносителях/*К.Д. Иванов, О.В. Лаврова, С.В. Салаев*/Технологические аспекты безопасности ЯЭУ с реакторами на быстрых нейтронах: тез. докл. межотраслевой тематической конференции. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2005. – С. 117-118.

Поступила в редакцию 1.10.2011

СОЗДАНИЕ ПРЕЦИЗИОННОЙ МОДЕЛИ РЕАКТОРА ВВР-ц ДЛЯ ПОСЛЕДУЮЩЕЙ ОПТИМИЗАЦИИ ЕГО КОНСТРУКЦИИ И НАРАБОТКИ ^{99}Mo И ДРУГИХ РАДИОНУКЛИДОВ

В.В. Колесов*, **О.Ю. Кочнов****, **Ю.В. Волков***, **В.Ф. Украинцев***,
Р.И. Фомин*

*Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

**Обнинский филиал ГНЦ ФГУП «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», г. Обнинск



Для оптимизации конструкции реактора ВВР-ц с целью оптимальной наработки ^{99}Mo и других радиоизотопов создана прецизионная математическая модель реактора. С помощью этой модели методом Монте-Карло были проведены расчеты загрузки реактора, плотностей потоков нейтронов в экспериментальных каналах и весов стержней управления. Показано, что расчетные значения хорошо согласуются с экспериментальными данными.

Ключевые слова: ядерный реактор, производство ^{99}Mo , прецизионная модель, расчет загрузки, плотность потока нейтронов, веса стержней СУЗ.

Key words: nuclear reactor, ^{99}Mo productivity, precision model, criticality calculation, neutron flux, control rod worth.

Исследовательский ядерный реактор ВВР-ц (15 МВт тепловой мощности) находится в эксплуатации с 1964 г. в ФГУП «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» в г. Обнинске. ВВР-ц представляет собой гетерогенный водо-водяной реактор бассейнового типа. Реактор был специализирован для проведения широкого круга работ в области радиационной химии, структурных и материаловедческих исследований, активационного анализа, нейтронного легирования полупроводников и др. Реактор оснащен вертикальными и горизонтальными экспериментальными каналами разных диаметров. С 1980 г. на базе реактора действует и развивается производство радионуклидов медицинского назначения и радиофармпрепаратов (РФП) на их основе. С учетом успешности развития этого направления, а также выгодного географического положения ВВР-ц в 1980 г. было принято решение о реконструкции реактора [1]. Предусматривается модернизация активной зоны, создание нового, более эффективного отражателя и ряд других изменений. В настоящее время эта реконструкция проводится поэтапно.

В связи с необходимостью улучшения параметров реактора и эффективности наработки радионуклидов (^{99}Mo , ^{131}I и др.) на реакторе ВВР-ц была проведена работа по созданию прецизионных нейтронно-физических расчетных моделей

существующей и модернизированной активных зон, отражателей реактора и органов СУЗ. При этом полностью моделировались геометрия всех твэлов (топливо, оболочка, водяной зазор, температуры компонентов), изменение изотопного состава топлива в зависимости от выгорания [2], геометрия и состав органов СУЗ, отражателей, экспериментальных каналов, конструкций.

В работе приводятся некоторые результаты расчетов нейтронно-физических характеристик существующей активной зоны реактора и их сравнение с характеристиками, данными в обоснование реактора [3].

Первая задача, которую пришлось решить, состояла в определении количества ТВС со свежим топливом, при котором будет достигаться критичность реактора.

Для этого были смоделированы ТВС реактора, которые имеют специфический вид, изображенный на рис. 1. Как и реальная ТВС, модель состоит из четырех гексагональных и одного цилиндрического твэлов, заключенных в оболочки из сплава САВ-I. Был принят следующий химический состав сплава САВ-I по ОСТ 190048-72, изменение №3: Al – основа, Mg – 0.45-0.9%, Si – 0.7-1.2%, Fe – 0.2%, Cu – 0.012%, Mn – 0.012%, Ni – 0.03%, Ti – 0.012%, B – 0.00012%, Cd – 0.0001%, Zn – 0.03%, прочие – 0.07%.

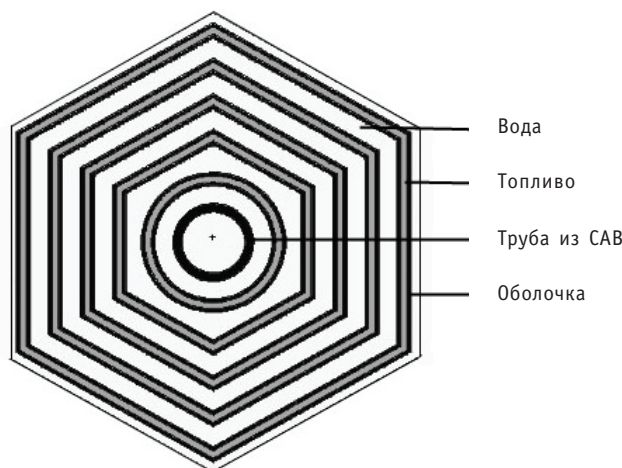


Рис. 1. ТВС реактора ВВР-ц

ТВС реактора ВВР-ц имеет следующие параметры [3]:

- конструкционный материал – алюминиевый сплав САВ-I;
- толщина топливного слоя в твэле – 1.1 мм;
- толщина алюминиевого покрытия – 0.6 мм;
- толщина твэла – 2.3 мм;
- высота топливного слоя – 600 мм;
- толщина водяного зазора между твэлами – 3 мм;
- обогащение по ^{235}U в ТВС – 36%;
- количество ^{235}U в ТВС – 110 г;
- наружный размер ТВС «под ключ» – 65.4 мм.

Рабочими органами СУЗ служат девять стержней-поглотителей нейтронов, в том числе три стержня аварийной защиты (АЗ-1, АЗ-2, АЗ-3), один стержень автоматического регулирования (АР), три компенсирующих ручных регулятора (РР):

- РР-1 имеет 2 стержня-поглотителя,
- РР-2 имеет 2 стержня-поглотителя,
- РР-3 имеет 1 стержень-поглотитель.

Каналы стержней АЗ по высоте активной зоны имеют шестигранную форму, каналы АР и РР проходят в активной зоне через макеты ТВС, у которых вынуты два внутренних макета твэлов.

Стержни поглотители АЗ набраны из втулок карбида бора, заключенных в оболочку, выполненную из двух труб диаметром 50 и 30 мм. Длина поглотителя – 700 мм, длина вытеснителя – 58 см.

Диаметр тяги, вытеснителей и стержней поглотителей АР, РР – 27 мм. Длина вытеснителя – 630 мм, длина поглотителя – 700 мм.

Особенностью начальной загрузки свежего топлива в реактор являлось то, что в макетах ТВС для стержней РР в трех внешних гексагональных твэлах оставалось загруженное топливо. Этот факт мы также учитывали в расчетах.

Ядерные концентрации урана и алюминия в гомогенной смеси определялись нами из того условия, что, согласно паспорту в ТВС, содержится 110 г ^{235}U .

С учетом изложенного выше критическая загрузка составила 34 свежих ТВС (рис. 2), что соответствует количеству ТВС, полученному в экспериментальной загрузке [2]. При этом, при взведенных стержнях АЗ, стержне АР, находящемся в среднем состоянии, и стержнях РР1, РР2 и РР3, находящихся на 3.5 см ниже среднего состояния, нами было получено значение $K_{эфф} = 1.00147+/-0.00034$ (т.е. отклонение от экспериментального значения критичности составило 0.15%, что находится в пределах требуемой для тепловых реакторов погрешности).

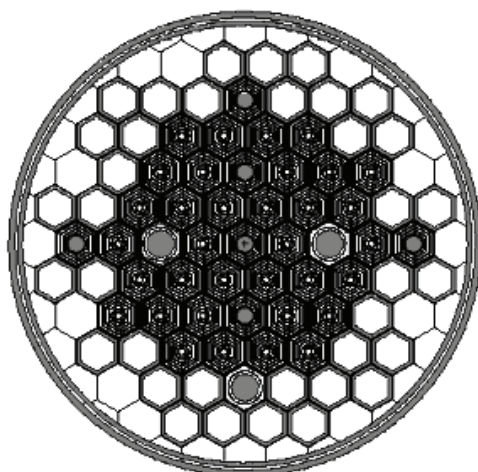


Рис. 2. Картограмма загрузки 34-х ТВС свежего топлива для обеспечения критичности при пуске реактора

Для проведения дальнейших расчетов необходимо было выполнить «привязку» модели к состоянию активной зоны реактора на какой-то момент времени. Для этого было выбрано состояние реактора на 28.11.2009 г. На этот момент времени были известны выгорания всех ТВС и картограмма их загрузки. Вид активной зоны приведен на рис. 3.

В предположении, что средняя тепловая мощность реактора составляет порядка 8.5 МВт, был рассчитан состав всех 70-ти ТВС в соответствии с данными по выгораниям в каждой из них, и они были расположены в соответствии с картограммой. При этом было получено значение $K_{эфф} = 0.99984+/-0.00031$ (т.е. недооценка критичности даже в зоне с выгорающими твэлами составила 0,016%, что находится в пределах требования к погрешностям расчетов для тепловых реакторов). Стержень АР при этом находился в центре активной зоны, а стержни РР – на 4 см

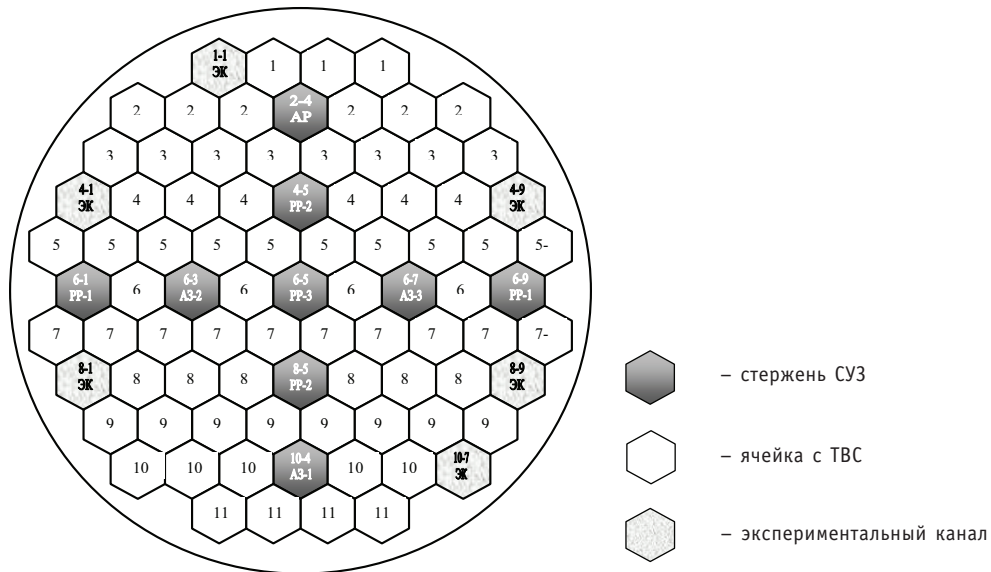


Рис. 3. Картограмма активной зоны реактора ВВР-ц [3]

ниже ее середины. Понятно, что такой подход дает лишь приближенный состав ТВС, однако в отсутствие реальных данных о составе ТВС даже такой подход дает неплохое согласие с экспериментом и является, по-видимому, единственно возможным. Дальнейшие расчеты показывают, что при таком подходе могут быть получены характеристики (интегральные и дифференциальные) весов стержней РР, АЗ, находящиеся в удовлетворительном согласии с данными, приведенными в [3].

В таблице 1 приведены рассчитанные с помощью созданной модели веса стержней СУЗ в единицах $\beta_{эфф} = 0.7\%$.

Видно, что расчетные оценки неплохо согласуются с данными обоснования [3] и тяготеют к более высоким значениям, хотя разброс самих данных обоснования весьма значителен. Видимо, разные значения приведены для свежей загрузки и загрузки с максимальным выгоранием.

В таблице 2 приведены рассчитанные плотности потоков нейтронов в экспериментальных каналах в сравнении с соответствующими экспериментальными данными.

Таблица 1

Сравнение расчетных весов стержней регулирования с данными обоснования реактора [3]

Рабочий орган СУЗ	Количество групп РО, шт	Количество рабочих органов в группе, шт	Эффективность групп в единицах $\beta_{эфф}$ [3]	Рассчитанная эффективность групп в единицах $\beta_{эфф}$
АЗ	3	1	АЗ-1 1,2–1,6 АЗ-2 2,8–3,2 АЗ-3 2,3–2,6	АЗ-1 1.61 АЗ-2 2.98 АЗ-3 2.38
АР	1	1	0,6–0,7	0.74
КО (РР)	3	2 2 1	РР-1 1,1–1,3 РР-2 3,5–4,0 РР-3 1,8–2,0	РР-1 1.30 РР-2 4.01 РР-3 2.36

Таблица 2

Сравнение рассчитанных плотностей потоков нейтронов с экспериментом

Номер канала	Расчет	Эксперимент	Расхождение (Р-Э)/Э%
1-1	$5.1 \cdot 10^{13}$	$6.8 \cdot 10^{13}$	25
4-1	$7.8 \cdot 10^{13}$	$7.3 \cdot 10^{13}$	7
4-9	$7.2 \cdot 10^{13}$	$5.9 \cdot 10^{13}$	22
8-9	$7.0 \cdot 10^{13}$	$4.4 \cdot 10^{13}$	59
10-7	$6.5 \cdot 10^{13}$	$6.4 \cdot 10^{13}$	2

Следует отметить, что экспериментальные каналы расположены на границе активной зоны и отражателя, поэтому погрешности в экспериментальном определении плотностей потоков нейтронов в этой области достаточно высоки, что подтверждается сравнением результатов экспериментов и расчетов в табл. 2. Трудно объяснить, однако, что экспериментально полученное значение плотности потока нейтронов для канала 8-9 значительно отличается от соответствующего значения в канале 4-1, расположенном симметрично каналу 8-9 относительно центра активной зоны, которая практически симметрична. При этом расчетные значения плотностей потоков нейтронов в этих каналах достаточно близки. Более информативными здесь могли бы быть сопоставления скоростей деления и энерговыделений в делящихся мишенях или скорости реакций захвата в экспериментальных устройствах.

Таким образом, можно сделать вывод, что созданная прецизионная модель реактора может быть использована для расчетов критичности с учетом отражателей и температур компонентов, значений весов органов СУЗ и определения плотностей потоков нейтронов в экспериментальных каналах и исследуемых в них устройствах. Модель готова к проведению расчетов по модернизации и оптимизации реактора, его отражателей и конструкций экспериментальных каналов для повышения выработки традиционной и вновь разрабатываемой изотопной продукции.

Литература

1. Кочнов О.Ю., Лукин Н.Д. ВВР-ц – этапы реконструкции реактора. Тезисы доклада на XI Российское совещание «Безопасность исследовательских ядерных установок» (Димитровград, 25-30 мая 2009 г.). – С. 35-36.
2. Колесов В.В., Камаев Д.А., Украинцев В.Ф., Хитрик Д.В. Использование метода интервальных вычислений для получения оценок погрешностей характеристик топлива в процессе кампании // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2007. – № 2. – С. 3-7.
3. Описание конструкции и характеристик ИЯР ВВР-ц, его систем и оборудования. Отчет по обоснованию безопасности исследовательского реактора и ВВР-ц (ООБ ВВР-ц). – Обнинск: ФГУП НИФХИ им. Л.Я.Карпова, 2002. – Т. 3. – С. 6-12.

Поступила в редакцию 29.06.2011

ОПЫТ СОЗДАНИЯ И ЭКСПЛУАТАЦИИ НА БЕЛОЯРСКОЙ АЭС РАДИАЦИОННО-ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ УСТАНОВКИ «ПОЛИМЕР»

Ю.В. Носов, В.И. Оглезнев, И.А. Чернов

Белоярская АЭС, г. Заречный



На Белоярской АЭС совместно с Обнинским филиалом НИФХИ им. Л.Я. Карпова спроектирована, изготовлена и 18 лет успешно эксплуатировалась радиационно-технологическая установка (РТУ) «Полимер» (γ -источниками служили отработавшие стержни системы управления и защиты (СУЗ) с европейским поглотителем реактора БН-600). Представлены основные характеристики установки и кратко освещены организационно-технические и экономические вопросы обеспечения ее безопасной эксплуатации.

Ключевые слова: радиационно-технологическая установка, отработавшие европейские стержни, стерилизация, валидация.

Key words: process radiation facility, spent europium rods, sterilization, validation.

Радиационные технологии являются очень значимой отраслью «мирного» использования ядерной энергии. Радионуклиды по областям применения можно разделить на следующие основные группы:

- для биологических и медицинских исследований сложных органических соединений или при приготовлении радиофармацевтических препаратов;
- в радиоизотопных источниках энергии;
- для производства радиоактивных источников.

Основной объем производства изотопов в реакторах составляют мощные источники γ -излучения (такие как ^{60}Co , ^{192}Ir), применяемые для радиационного структурирования полимеров, получения прочных прессованных тканей, стерилизации древесины, пищевых и медицинских продуктов.

Радиационную стерилизацию применяют уже более 40 лет. С 1965 г. крупная американская фирма «Этикон» начала производство на продажу изделий медицинского назначения, стерилизованных ионизирующим излучением. Этим способом стерилизовалось более 80% всего шовного материала, изготовленного фирмой, и все предметы однократного применения. С этого времени метод лучевой стерилизации используется в промышленных масштабах в Канаде, Дании, Швеции, Великобритании, Франции и т.д.

При эксплуатации в активной зоне реактора БН-600 стержней СУЗ с оксидом европия в качестве поглотителя нарабатывается большое количество изотопов

Таблица 1

Основные характеристики фотонного излучения долгоживущих радионуклидов европия [2, 3]

Радионуклид	Eu-152	Eu-154
Период полураспада, лет	13,2	8,8
Суммарный квантовый выход на распад, %	236	194
Энергия фотонов, МэВ:		
диапазон	0,04101 – 1,7691	0,04396 – 1,895
средняя	0,499	0,654
Полная гамма-постоянная, $R \times \text{см}^2 / (\text{ч} \times \text{мКи})$	6,5	6,76

европия (^{152}Eu , ^{154}Eu) [1] с ценными характеристиками для применения в качестве γ -источника (табл. 1). Такие стержни с успехом могут заменить, например, кобальтовые источники в том случае, когда нет жестких требований по равномерности облучения мишени, а требуется облучение с дозой не менее заданной.

ПРОЕКТИРОВАНИЕ И ПОДГОТОВКА ПРОИЗВОДСТВА

На основе использования отработанных европиевых стержней Белоярской АЭС совместно с Обнинским филиалом НИФХИ им. Л.Я. Карпова разработан и реализован проект радиационно-технологической установки, размещенной в бассейне выдержки энергоблока № 3 (БВ-3). Первоначально установка «Полимер» была предназначена для включения в технологическую цепочку по производству термоусаживающихся изоляционных изделий, применяемых в электротехнической и других отраслях промышленности. В дальнейшем основное применение установка получила для стерилизации медицинских изделий, производимых предприятием «Медин-Н».

Проектирование установки велось с учетом геометрии компенсирующих стержней (КС), транспортных щелей бассейна выдержки, уровня воды в бассейне, монтажных проемов, грузоподъемности крана БВ-3 и т.п.

Соответствующими подразделениями Белоярской АЭС были произведены необходимые расчеты и разработана чертежно-техническая документация на изготовление элементов РТУ. В частности, были подготовлены

- обоснование безопасности размещения в БВ-3 установки для облучения;
- расчет герметичного контейнера установки на прочность;
- расчет прочности РТУ при сейсмическом воздействии;
- расчет температурного режима камеры облучения полимерных изделий;
- расчет мощности экспозиционной дозы от радиационно-технологической установки в БВ-3;
- программа пусконаладочных работ установки.

Была произведена реконструкция пола БВ-3 и выполнена разводка трубопроводов азота и обессоленной воды.

Для размещения стержней КС в трубах кассеты, согласно проекту, у 56-ти стержней необходимо было уменьшить длину нижней части. Для этого стержни по штатной схеме транспортировки передавались в «горячую» камеру (ГК) блока № 3. В ГК у 28-ми стержней от низа хвостовика отрезали 830 мм и еще у 28-ми стержней – 1160 мм. Затем стержни были переданы в БВ-3. Загрузка кассеты стержнями производилась в приемке бассейна выдержки (отметка 3.50) под слоем воды крапом г/п – 15 т и штатными захватами. Кассета со стержнями при помощи захвата

для транспортировки чехлов краном г/п – 15 т транспортировалась на место установки в третьем отсеке БВ-3.

Наличие РТУ не влияет на микроклимат и работу технологических систем охлаждения и очистки вод и дренажа БВ.

В качестве конструкционных материалов в установке использована нержавеющая сталь 12Х18Н10Т, которая не влияет на водно-химический состав воды бассейна выдержки.

Следовательно, условия надежности и безопасности РТУ определяются работой штатных технических средств БВ-3:

- арматуры системы охлаждения контура;
- трубопроводов технической воды;
- теплообменников, насосов;
- спецвентиляции.

Наличие РТУ в осях Д-7 (3-А,Б-11,12 в координатах БВ-3), в редко обслуживаемой зоне, не изменяет системы расположения чехлов с отработанными ТВС и условий охлаждения (находящихся в ней) стержней СУЗ. Радиационная обстановка в районе размещения установки не изменяется.

ОПИСАНИЕ РАДИАЦИОННО-ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ УСТАНОВКИ «ПОЛИМЕР»

Установка «Полимер» (основные характеристики даны в табл. 2) представляет собой кассету в виде кольца с наружным диаметром 1756 мм, внутренним диаметром 240 мм, высотой 3800 мм. По наружной и внутренней окружностям кассеты установлены вертикально трубы диаметром 108×5 мм, скрепленные между собой обечайками. В трубы вставляются стержни КС, которые являются источниками излучения. В трубах имеются отверстия для охлаждения стержней водами БВ-3 и вырезы в местах расположения поглощающих элементов. Кассета устанавливается на дне БВ-3 (отметка 0.00). В кольцевое пространство кассеты вставляется герметичный кольцевой контейнер, изготовленный из нержавеющей стали толщиной 8 мм. На дне контейнера залит слой свинца толщиной 290 мм для противо-

Таблица 2

Основные характеристики РТУ «Полимер»

Количество стержней СУЗ в кассете, шт	84
Суммарная расчетная активность всех стержней, ТБк (МКи) на 01.01.1991:	
– Eu-152	117,5 (3,18)
– Eu-154	174,1 (4,70)
– сумма	291,6 (7,88)
на 01.01.2009:	
– Eu-152	43,3 (1,17)
– Eu-154	39,0 (1,05)
– сумма	82,3 (2,22)
Мощность поглощенной дозы в продукции «Медин-Н», Гр/с	0,58 – 1,02
Полезный объем контейнера, м ³	3,7
Рабочее давление в контейнере, МПа	0,05
Рабочая температура, °С	40±5

действия выталкивающей силе воды и биологической защиты от ионизирующего излучения при опускании и подъеме контейнера. В контейнер загружаются две решетчатые корзины с изделиями для облучения, которые ставятся одна на другую и крепятся между собой замками. Герметичная конструкция контейнера не позволяет «грязным» водам БВ-3 контактировать с облучаемыми изделиями. Установка – стационарная, в процессе эксплуатации не перемещается.

Конструкция головки под захват у кассеты и у контейнера полностью соответствует головке штатного чехла для хранения и транспортировки отработавших ТВС.

Максимальная аварийная нагрузка (контейнер заполняется водой) составляет 12000 кгс.

Для фиксации контейнера в верхнем положении (на полу БВ-3) была произведена реконструкция полов в районе размещения РТУ и изготовлены откидные опоры, на которые устанавливается контейнер. Для обмыва контейнера обессоленной водой с целью частичной дезактивации по периметру проема смонтирована кольцевая душирующая установка. Для вакуумирования контейнера и создания избыточного давления в нем на полу БВ-3 установлен вакуумный насос и подведена азотная линия. В крышке контейнера вварены два штуцера с вентилями. К вентилям при помощи накидной гайки крепится и уплотняется съемный участок трубопровода.

Узел уплотнения контейнера заимствован от радиационно-химических установок, разработанных НИФХИ им. Карпова. Аналогичные узлы зарекомендовали себя как надежные уплотнения, проработавшие не один десяток лет. Для быстрого уплотнения и разуплотнения крышки с контейнером используется специально изготовленный комплект ключей-коловоротов.

Контейнер является сосудом, работающим под давлением. После его изготовления и контроля сварных швов были проведены гидравлические испытания ($P_{исп} = 0,2$ МПа) и выдан паспорт на сосуд.

ВАЛИДАЦИЯ ПРОДУКЦИИ, УСТАНОВКИ И ПРОЦЕССА

Одним из важнейших требований, предъявляемым к используемым для стерилизации медицинской продукции РТУ, является обеспечение того, что рассматриваемый процесс будет всегда давать результат, соответствующий заданным характеристикам и требованиям к качеству. С этой целью проводится валидация, которая включает в себя следующие этапы:

- аттестация самой продукции;
- аттестация оборудования;
- аттестация процесса;
- сертификация;
- поддержание результатов валидации.

На РТУ «Полимер» ежегодно проводились измерения поглощенных доз ионизирующего излучения в продукции с целью метрологической аттестации установки в соответствии с ГОСТ Р ИСО 11137-2000 «Стерилизация медицинской продукции». Требования к валидации и текущему контролю. Радиационная стерилизация», ГОСТ Р 50325-92 «Изделия медицинского назначения. Методика дозиметрии при проведении процесса радиационной стерилизации», Инструкцией по стерилизации радиационным способом изделий медицинского назначения, МИ 2548-99 «ГСИ. Установки радиационно-технологические с радионуклидными источниками излучения для стерилизации изделий медицинского назначения. Методика аттестации», МИ 2682-2001 «ГСИ. Метрологическое обеспечение измерений поглощенной дозы ионизирующего излучения при испытаниях и радиационной стерилиза-

ции изделий медицинского назначения. Общие требования», МИ 2774-2002 «Методика применения ГОСТ Р 50325-92 «Изделия медицинского назначения. Методика дозиметрии при проведении процесса радиационной стерилизации».

Первичную и периодические аттестации РТУ, обучение и аккредитацию персонала Белоярской АЭС на проведение измерений, методическую и научно-техническую помощь в проведении работ, а также инспекторский контроль процесса радиационной стерилизации осуществляла лаборатория технологической дозиметрии ФГУП «ВНИИФТРИ» [4], возглавляемая лауреатом государственной премии, доктором технических наук, профессором Генераловой Валентиной Васильевной.

Облучаемые объекты – алюминиевые контейнеры размером 240×360×610 мм с продукцией

- кетгут полированный стерильный в ампуле (100 шт. ампул, уложенные в картонные коробки размером 130×130×120 мм);
- кетгут полированный стерильный в полимерной упаковке (40 упаковок, уложенные в картонные коробки размером 160×220×75 мм);
- иглы атравматические, нити хирургические в полимерной упаковке (40 упаковок, уложенные в картонные коробки размером 160×220×75мм).

Укладка изделий

1. Шесть коробок с кетгутом в ампулах укладывают в алюминиевые контейнеры (три ряда (вертикально) по две коробки в ряду). Пространство между стенками контейнера и коробками с продукцией заполняют пустыми картонными коробками размером 160×220×75 мм.

2. Десять коробок с кетгутом в полимерной упаковке укладывают в алюминиевые контейнеры (пять рядов (вертикально) по две коробки в ряду).

3. Десять коробок с продукцией (иглы атравматические, нити хирургические плетеные полиэфирные и полиамидные) в полимерной упаковке укладывают в алюминиевые контейнеры (пять рядов вертикально по две коробки в ряду).

Схемы облучения изделий

Восемь контейнеров с продукцией равномерно (через 45°) устанавливают на дно верхней загрузочной корзины. Контейнеры располагают таким образом, чтобы маркировка контейнера (номер контейнера) была обращена к центру камеры для облучения. Загрузочную корзину с продукцией устанавливают в камеру для облучения РТУ так, чтобы контейнер № 1 находился напротив направляющей № 1. Камеру для облучения РТУ герметично закрывают и в нее закачивают азот до давления 0,5 кг/см². После выдержки при этом давлении 30 мин (падение давления не допускается) камеру для облучения вводят в рабочую зону РТУ. Облучение продукции проводят в четыре этапа. Полный цикл облучения $t_{ст}$ разбивают на четыре равные части и через 0,25 $t_{ст}$ камеру для облучения поворачивают на 90°.

Средства измерения поглощенной дозы

- вторичный эталон единицы мощности поглощенной дозы фотонного ионизирующего излучения в стандартных материалах (ВЭТ 38-7-94) (ГОСТ 8.070-96);
- рабочий эталон – пленочные химические детекторы СО ПД(Ф) Э-5/50 (ГСО 7004-2001) (далее детекторы);
- спектрофотометр для измерений оптической плотности в видимой и ультрафиолетовой областях спектра СФ-46.

Детекторы располагают внутри контейнера на поверхностях групповых упаковок (коробок с продукцией), а также в «контрольной точке». «Контрольная точка» – детекторы в фантоме (пластины из ПММА (оргстекло) толщиной 4 мм) располагают на внешней поверхности контейнеров. Пример расположения контейнеров с продукцией «кетгут полированный стерильный в ампуле» и детекторов при проведении сертификации в 2008 г. показан на рис. 1.

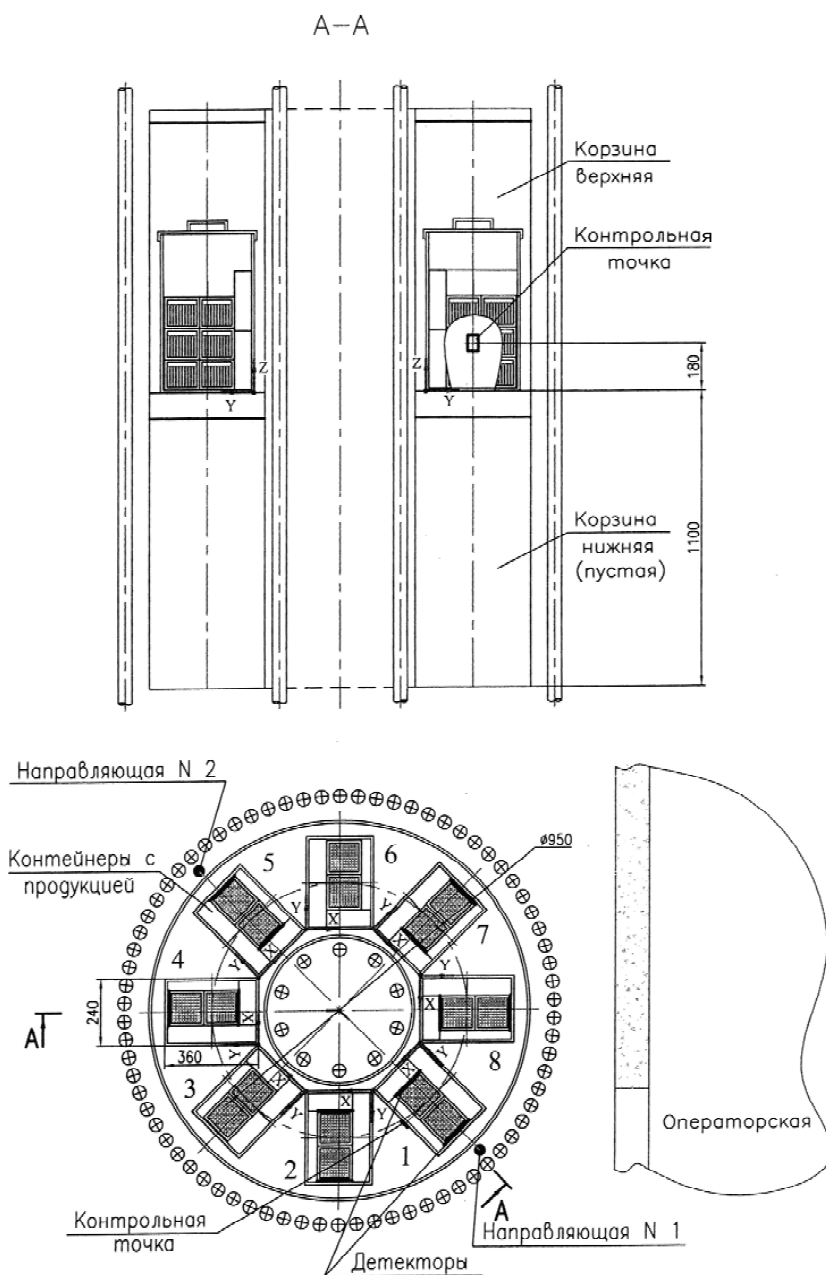


Рис. 1. Схема расположения контейнеров с продукцией «кетгут полированный стерильный в ампуле» и детекторов в РТУ «Полимер»

Далее проводятся измерения поглощенной дозы в продукции и в «контрольной точке», предназначенной для осуществления приемочного дозиметрического контроля процесса радиационной стерилизации. Пример распределения поглощенной дозы в продукции при проведении сертификации в 2008 г. представлен на рис. 2.

На базе проведенных измерений определяются метрологические характеристики РТУ, а именно, значения коэффициентов пропорциональности k_{\min} и k_{\max} , относительная погрешность определения минимальной $\delta_{D_{\min}}$ и максимальной $\delta_{D_{\max}}$ поглощенной дозы, среднее квадратическое отклонение $S(D_{\text{контр}})$ для данных ви-

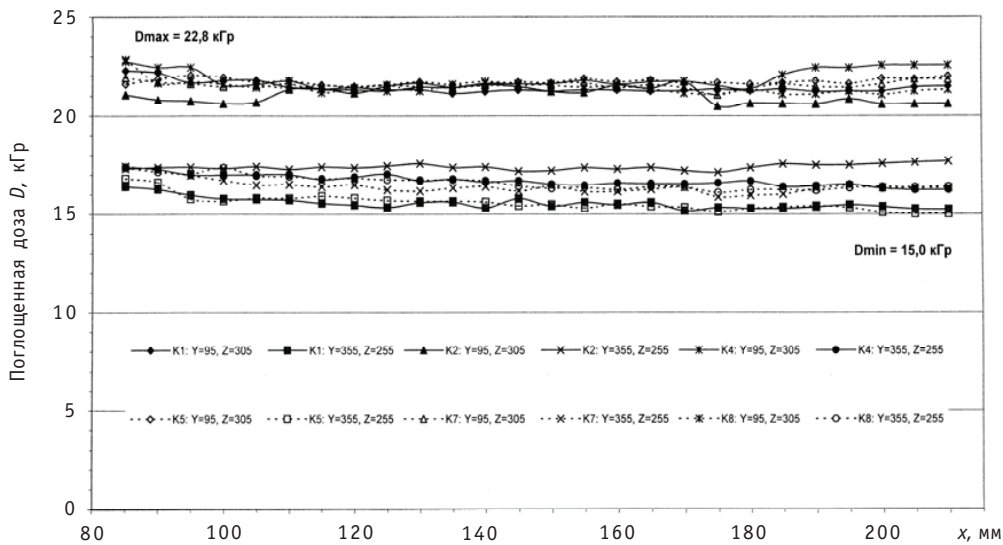


Рис. 2. Распределение поглощенной дозы по высоте в продукции «кетгут полированный стерильный в ампуле» (контейнеры 1, 2, 4, 5, 7, 8; время облучения 400 мин)

дов продукции. Пример полученных метрологических характеристик РТУ (2008 г.) приведен в табл. 3.

Таблица 3

Метрологические характеристики РТУ в 2008 г.

Продукция	k_{min}	$\delta_{Dmin}, \%$	k_{max}	$\delta_{Dmax}, \%$	$S(D_{контр}), \%$
Кетгут полированный стерильный в ампуле	$0,843 \pm 0,055$	14	$1,107 \pm 0,051$	13	2
Кетгут полированный стерильный в полимерной упаковке	$0,925 \pm 0,081$	15	$1,119 \pm 0,051$	13	2
Иглы атравматические, нити хирургические в полимерной упаковке	$0,873 \pm 0,076$	15	$1,073 \pm 0,049$	13	2

На основании метрологических характеристик РТУ и нормативных требований (значения стерилизующей и максимально допустимой поглощенной дозы) по радиационной стерилизации для данных видов продукции определяются допустимые интервалы длительности облучения для каждой группы продукции на время действия свидетельства с периодом T_y , равным одному месяцу (T_y – период, через который необходимо производить корректировку длительности облучения, обусловленную распадом радионуклидов РТУ), при погрешности рабочего детектора $\pm 12\%$ и доверительной вероятности 0,95.

При соблюдении регламентированных условий облучения качество радиационной стерилизации признается обеспеченным.

ЭКОНОМИЧЕСКИЕ И ГУМАНИТАРНЫЕ АСПЕКТЫ ЭКСПЛУАТАЦИИ РТУ «ПОЛИМЕР»

Важным преимуществом использования отработавших европейских стержней в качестве источников является то, что они имеют нулевую себестоимость (отработавший ресурс в реакторе, полностью перенесли свою стоимость на стоимость отпущенной электроэнергии). Находясь в БВ-3 на хранении, они явля-

ются отходами производства электроэнергии на АЭС. Для создания подобной установки вне территории АЭС потребуются несравнимо большие денежные затраты (рыночная цена ^{60}Co с удельной активностью 40 Ки/г, используемого в облучательных установках, составляет примерно 0,60 \$ за 1 Ки).

Минимальные затраты связаны с эксплуатацией РТУ «Полимер». Все системы, обеспечивающие безопасное хранение отработанного ядерного топлива и обслуживание оборудования в БВ-3, работают независимо от того, эксплуатируется РТУ или нет. Максимальное время пребывания персонала в БВ-3, связанное с работой на РТУ, составляет три часа в сутки. Расходы на обессоленную воду (1,5–2 м³ в сутки) для обмыва контейнера не учитываются, т.к. ежесуточная подпитка БВ-3, связанная с потерями на испарение (~ 3 м³), превышает расходы, связанные с эксплуатацией РТУ.

За 18-летний срок эксплуатации РТУ (установка эксплуатировалась до конца 2008 г.) проводились работы по незначительной доработке установки с целью улучшения условий ее эксплуатации. Периодически производилась замена резиновой прокладки в уплотняющем узле крышки контейнера.

Физическая защита радиационно опасного производства осуществляется в рамках физической защиты всего ядерно-опасного объекта.

Необходимо отметить, что прибыль от работы РТУ несопоставима с той прибылью, которую получает Белоярская АЭС от продажи электроэнергии. В большой степени результаты работ на РТУ «Полимер» носят рекламный и гуманитарный характер. В последние годы Белоярская АЭС помимо вопросов безопасности и экономической эффективности уделяет большое внимание проблеме имиджа станции и атомной энергетики в целом.

Степень социальной значимости сотрудничества Белоярской АЭС и предприятия «Медин-Н» очень высока. Компания «Медин-Н» широко известна в медицинском мире страны как ведущий производитель атравматичных (не травмирующих) хирургических игл однократного применения и шовного материала. За месяц предприятие производит более 160-ти тысяч игольных наконечников различных диаметров (от 0,15 до 1,1 мм), сечений, длины (от 5,5 до 90 мм) – всего более 200 разновидностей. Запущено производство игл для репродуктивной медицины. Раньше такие иглы в России не производились, их закупали в Англии и Франции. Сейчас специалисты «Медин-Н» занимаются разработкой новых рассасывающихся синтетических шовных материалов второго и третьего поколений. Для многих видов изделий предприятия альтернативы радиационной стерилизации просто нет.

Сотрудничество с предприятием «Медин-Н» выявило высокую востребованность установок по радиационной стерилизации в Уральском регионе (подобных установок на основе радиоизотопов на Урале нет). Предложения значительно превышали технические возможности установки.

За время эксплуатации РТУ «Полимер» вследствие распада радионуклидов европия активность стержней в установке уменьшилась более чем в 3,5 раза. Соответственно, уменьшилась и создаваемая ими мощность дозы, что привело к увеличению длительности облучения продукции и повышению затрат на обслуживание РТУ (временных и материальных). Перезарядка установки без частичной разборки практически невозможна. Кроме того, в качестве поглотителя стержней СУЗ реактора БН-600 вместо оксида европия в настоящее время используется карбид бора.

Это основные причины завершения эксплуатации РТУ «Полимер» на Белоярской АЭС.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Использование отработанных стержней СУЗ с поглотителем на основе оксида европия для стерилизации медицинских изделий в РТУ возможно и целесообразно.

2. При создании установки станцией были затрачены минимальные финансовые ресурсы. Создание подобной установки вне территории АЭС потребует несравнимо большие денежные затраты (рыночная цена ^{60}Co с удельной активностью 40 Ки/г, используемого в облучательных установках, составляет примерно 0,6 \$ за 1 Ки) и значительные организационные усилия (получение всех необходимых лицензий, подготовка персонала и т.п.).

3. Затраты, связанные с эксплуатацией РТУ «Полимер», минимальны.

4. За 18 лет на РТУ не было ни одного инцидента. Надежная и безопасная эксплуатация установки обеспечивается

- штатными системами эксплуатации бассейна выдержки блока №3;
- квалифицированным, подготовленным и аттестованным персоналом;
- получением всех необходимых документов от государственных органов контроля и периодическими проверками со стороны этих органов.

5. Физическая защита радиационно опасного производства осуществляется в рамках физической защиты всего ядерно-опасного объекта.

6. Эксплуатация РТУ «Полимер» показала состоятельность данного проекта, его полезность для Белоярской АЭС и Свердловской области. Занимаясь стерилизацией медицинских изделий, Белоярская АЭС тем самым внесла свой вклад в производство высокотехнологичной социально-значимой продукции. Это положительно влияет на имидж станции и ядерной энергетики в целом.

Литература

1. Чернов И.А., Широковских И.А. Расчет изменения изотопного состава органов СУЗ реактора БН 600/Сб. «Физика и теплофизика реактора БН-600». – Екатеринбург: УрО РАН, 1994.
2. Хольнов Ю.В., Чечев В.П. и др. Характеристики излучений радиоактивных нуклидов, применяемых в народном хозяйстве. Оцененные данные: Справочник. – М: Атомиздат, 1980.
3. Хольнов Ю.В., Чечев В.П. и др. Оцененные значения ядерно-физических характеристик радиоактивных нуклидов, применяемых в народном хозяйстве: Справочник. – М.: Атомиздат, 1982.
4. Под общей редакцией Красовского П.А. Обеспечение единства измерений в радиационных технологиях. – Менделеево: ВНИИФТРИ, 2007.
5. Свидетельство о метрологической аттестации установки «Полимер». Менделеево. ВНИИФТРИ, 2008.

Поступила в редакцию 11.11.2011

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.516.2.232

About the Xenon Oscillations Boundary in the Reactor with Nonhomogeneous Axial Load \A.M. Zagrebayev, V.A. Nasonova; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 8 pages, 5 illustrations. – References, 5 titles.

The results of modeling for estimation the xenon oscillations boundary in the reactor with nonhomogeneous axial load are given.

УДК 621.039.526: 621.039.59

One-group Fission Cross Sections for Plutonium and Minor Actinides in Neutron Spectra of Fast Reactor Cooled with Lead-208 or Lead-Bismuth \G.L. Khorasanov, A.I. Blokhin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 5 pages, 3 tables. – References, 8 titles.

One-group fission cross sections of isotopes of plutonium and minor actinides- Np-237, Am-241, 243 and Cm-246 – in neutron spectra of fast reactor RBEC-M cooled with Pb-Bi or Pb-208 are calculated on the basis of 28 group system ABBN. As a result of replacement of Pb-Bi coolant over Pb-208 coolant, the mean energy of neutrons increases on 6.4% and 6.1% in the core and lateral blanket, respectively. Under such neutron spectra hardening, the one-group fission cross section increases on 6% for Pu-240 and on 10% for Am-241.

УДК 621.039.526: 621.362

Space Nuclear Power System Based on SAFE Fast Reactor with Low-temperature Thermionic Converters \V.I. Yarygin, G.E. Lazarenko, M.K. Ovcharenko, A.P. Pyshko, D.G. Lazarenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 4 tables, 4 illustrations. – References, 18 titles.

The possibility of low-temperature thermionic converters (emitter temperature $T_e \leq 1700$ K) appliance for space nuclear power system (SNPS) based on fast SAFE (Safe Affordable Fission Engine) reactor with thermal power of 300 kW for long-term operation as a part of the lunar base have been discussed.

The results of systematic optimization for SNPS parts and equipment and the calculations for mass-dimensional characteristics are presented and also the life cycle of SNPS is specified.

УДК 621.039.534.3

Oxygen and Hydrogen Control Systems Used in Gas Circuits and NPP Containment Vessels \P.N. Martynov, M.E. Chernov, A.N. Storozhenko, V.M. Shelemetev, R.P. Sadovnichy; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 6 pages, 3 tables, 6 illustrations. – References, 5 titles.

Increased reliability and safety of the operation of one-piece reactors and installations using Pb-Bi and Pb as coolant require the development and improvement of the systems able to diagnose the state of the coolant and detect at early stages the possibility of accident situations. The main controlled parameters are the oxygen activity in the coolant and the concentration of oxygen and hydrogen in the gas phase circuit. The most promising devices enabling control of these parameters are the solid electrolyte sensors made of ceramic oxide, which allow measurement to be taken in the continuous mode under conditions of high temperatures, pressures, velocities of the environment and thermal shocks.

УДК 621.039.534.6

The Combustible and Explosive Gases Control System Based on Solid-electrolyte Ceramic Sensors \P.N. Martynov, M.E. Chernov, A.N. Storozhenko, V.M. Shelemetev, R.P. Sadovnichy, A.S. Fomin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 6 pages, 1 table, 5 illustrations. – References, 7 titles.

The most important task of ensuring the safe operation of production facilities related to the production, use, storage and processing of combustible gases and easily flammable liquids (oil and

gas processing, chemical industry, transport, nuclear power engineering, defense industry) is to detect leaks of combustible gases in the early stages. The system allowing one to detect small concentrations of combustible gases in air is capable of detecting an accident situation at an early stage. In the event of timely taken actions, such diagnostics can help prevent the accident situation or confine it in the early stages of its development.

Currently the systems based on capsular solid-electrolyte sensors are under development in the SSC RF-IPPE, which are capable of meeting these requirements.

The sensors monitor the oxygen content in gas including combustible impurities as well and provide the opportunity to make early detection of small concentrations of such impurities.

УДК 621.039.7

SHS-Immobilization of High-Level Waste of An-Tc Fraction into Ceramic-Metal Matrix Materials \ E.E. Konovalov, T.O. Mishevets, S.V. Yudinsev, B.S. Nikonov, Yu.D. Boltoev, S.S. Shulepov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 6 pages, 2 tables, 4 illustrations. – References, 8 titles.

The study has been performed into metallothermic processes of ceramic-metal (cermets) matrices synthesis for immobilization of Nd, Sm and Re simulating actinides (An) and ^{99}Tc of high-level waste (HLW) produced in the mode of self-propagating high-temperature synthesis. These matrices include mineral-like formations having the structure of garnet and pyrochlore fixing neodymium and samarium and alloys fixing rhenium. They are designed for long-term isolation of HLW from the environment.

УДК 621.039.7

Immobilization of Uranium Wastes into Glass-Crystal Matrix Using the Self-Propagating High Temperature Synthesis \ E.E. Konovalov, T.O. Mishevets, S.V. Yudinsev, B.S. Nikonov, Yu.D. Boltoev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 5 pages, 1 table, 3 illustrations. – References, 5 titles.

The study has been performed into the immobilization of uranium waste into glass-crystal matrix material using the self-propagating high-temperature synthesis (SHS). Waste reprocessing involved the use of sorbent based on heat-treated silica gel enriched with uranium from liquid waste. The structure of synthesized matrix materials has been investigated by X-ray fluorescence analysis and scanning electron microscopy.

УДК 631.438: 621.41

The Influence of Physico-Chemical Properties of Soils on the Bioavailability of ^{60}Co \ I.V. Kochetkov, V.S. Anisimov, I.A. Krikunov, M.V. Eremin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 8 pages, 3 tables. – References, 6 titles.

The role of physico-chemical parameters of soils in the accumulation of ^{60}Co by plants (barley) was defined. A method for scoring the buffering capacity of soils as for ^{60}Co contamination was proposed. It is based on dependence between the main physico-chemical soil properties and accumulation of the radionuclide in plants (barley). Soils are ranked according to the buffering capacity with respect to ^{60}Co .

УДК 621.039.586

Studies of Shutdown BN Reactor Cooling-Down Modes \ E.Yu. Anishev, V.S. Gorbunov, S.M. Dmitriev, S.L. Osipov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 6 pages, 5 illustrations. – References, 5 titles.

Emergency cooling modes of shutdown reactor and conditions for coolant natural circulation development are considered.

УДК 621.039.58

Experimental Investigations of Heat Transfer for the Case with Steam Condensing from the Steam-Air Mixture on the Heat-Exchange Surface of the Containment Emergency Pressure Reduction System \ A.M. Bakhmetyev, M.A. Bolshukhin, A.M. Hizbullin, M.A. Kamnev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 8 pages, 1 table. – References, 13 titles.

Presented are experimental investigation results for heat transfer for a case with steam condensing from a steam-air mixture on an S-shaped heat-exchange surface of the containment emergency pressure reduction system. The investigations were conducted in the air mass concentration range of 0.270.7

in the containment model; steam-water mixture pressure of atmospheric pressure 650 кPa; and heat flux density of 322 KW/m². Given are comparative analysis results for obtained experimental and calculated heat transfer values; closing correlations are proposed.

УДК 532.526.4: 621.039.534

Investigation of Supercritical Parameters Water Flow Problem by the ANSYS-CFX and Star-CD Codes \I.A. Chusov, A.S. Shelegov, V.I. Slobodchuk, V. Ukraintsev, A.N. Yarkin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 8 pages, 1 table, 13 illustrations. – References, 8 titles.

Results of analysis of evaluations made by codes ANSYS-CFX and STAR-CD for water flow with supercritical parameters with experimental data of the State Research Center «Institute of Physics and Power Engineering» are presented. Evaluations were carried out with the use of five model of turbulence. It is shown that calculation results are in satisfactory accordance with experimental data. The problem of forming the M-type profile of velocity is considered separately.

УДК 621.039.54

Increase of Burn-up and Proliferation Protection of Light Water Reactors Fuel at Combined Introduction of ²³¹Pa and ²³⁷Np into its Composition \G.G. Kulikov, E.G. Kulikov, E.F. Kryuchkov, A.N. Shmelev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 13 pages, 12 illustrations. – References, 13 titles.

It is founded the use of nuclides ²³¹Pa and ²³⁷Np in fuel composition of light water reactors as burnable absorbers, which allow us to reduce initial reactivity excess, increase essentially fuel lifetime and reach ultra high fuel burn-up as well strengthen proliferation protection of fuel.

Introduce of ²³⁷Np into fuel composition would allow decreasing requirements of ²³¹Pa content which is difficult of access in considerable amounts. While ²³⁷Np is in spent fuel of nuclear power plants and at present time is not used and is a problem in respect to its storage and processing. So it is expedient to review ways of its involving into nuclear fuel cycle.

УДК 621.039.543.4

Introduction of Reprocessed Uranium into Fuel Composition of Light-Water Reactors as a Protective Measure Against Proliferation \A.Yu. Smirnov, V.A. Apse, V.D. Borisevich, G.A. Sulaberidze, A.N. Shmelev, A.A. Dudnikov, E.A. Ivanov, V.A. Nevinitza, N.N. Ponomarev-Stepnoi; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 11 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References, 15 titles.

The paper presents a physical principle for development of advanced LWR fuel with inherent resistance to unauthorized usage and proliferation of uranium-based nuclear materials. Key point of the principle consists in the use of reprocessed uranium extracted from spent fuel in fabrication of fresh fuel assemblies for export deliveries. Introduction of reprocessed uranium into fresh uranium fuel compositions can complicate substantially any diversions of nuclear materials from fuel assemblies thanks to the presence of uranium isotope ²³²U in reprocessed uranium. Any attempts of uranium re-enrichment up to the weapon-grade level will fail because of rapid increase of ²³²U content and its high-energy gamma-radiation. This technical measure, in combination with restricted accessibility of isotope separation technologies concentrated in the International nuclear technology centers and unification of requirements to dose rates of ionizing radiation from fresh fuel assemblies, can reduce significantly the proliferation risk related to export deliveries of low-enriched uranium fuel.

УДК 621.039.52.034.3

Studies of Electromagnetic Suspension of Turbomachine's Rotor for Nuclear Power Plant with High Temperature Reactor and Gas-Turbine Cycle \N.G. Kodochigov, S.M. Dmitriev, I.V. Drumov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 1 table, 6 illustrations. – References, 14 titles.

Prospects of applying of a direct gas-turbine cycle for nuclear power plants with high-temperature gas-cooled reactors are analyzed in this paper. Here are described the basic characteristics and requirements of a design, which provide a high level к.п.д of such type of reactors with direct gas-turbine cycle and its advantage in comparison with similar designs with steam-turbine installations. Data about development of the technology in the countries, which design and maintain high-temperature gas-cooled reactors, are cited.

УДК 621.311.25.004.7

Place and Role of Information Technologies at Decommissioning of NPP Power Units \V.L. Tikhonovsky, B.K. Bylkin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 8 pages, 1 illustration. – References, 6 titles.

The place and role of information technologies at decommissioning (DBD) (БДВЭ) have been analysed in the context of final stage of life cycle of NPP unit, as well as prospect of creation of unified information system (IS) DBD OAO «Concern Rosenergoatom» with use of three-dimensional modeling.

It was shown, that creation of IS DBD will provide not only system unitized solution of the problem of D process information информационного accompaniment, but also solution of more wide spectrum of tasks on control of engineering-technical information at the operation stage.

УДК 621.039.534.6

Estimation of Intensity of Consumption of Oxygen Constructional Steels of Primary Coolant Circuit Power Reactor Facility with Heavy Heat-Carriers \R.Sh. Askhadullin, K.D. Ivanov, V.M. Shelemetev, R.P. Sadovnichy; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 8 pages, 3 illustrations. – References, 6 titles.

On the basis of the executed experimental researches on influence of temperature and an oxygen mode of heavy liquid-metal heat-carriers on intensity of course of oxidizing processes of their interaction with various constructional steels the technique of numerical estimations of local and integrated streams of the oxygen spent for oxidation of internal surfaces of the first contour of reactor installations is developed.

Use of the given technique allows carrying out tentative estimations of results of long operation of constructional steels, to prove use optimum from the point of view mass carry oxygen modes of the heat-carrier, to form requirements to systems of technology of the heat-carrier.

УДК 621.039.51

Creation of the WWR-c Reactor Precision Model for Its Construction Optimisation and Following Optimisation of the ⁹⁹Mo and Other Radioisotope Productivity \V.V. Kolesov, O.Yu. Kochnov, Yu.V. Volkov, V.F. Ukraintsev, R.I. Fomin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 5 pages, 2 tables, 2 illustrations. – References, 3 titles.

For the WWR-C research reactor construction optimization for optimal ⁹⁹Mo and other radioisotope productivity a precision mathematical model of reactor was created. Monte-Carlo calculation with use of this model were carried out to determine reactor criticality, neutron fluxes at an experimental channels and control rod worth. It is shown that calculated values are in good accordance with experimental ones.

УДК 621.039.526: 621.039.83

Experience of development and operation of the process radiation facility «Polymer» at the Beloyarsk NPP \Yu.V. Nosov, V.I. Ogleznev, I.A. Chernov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2011. – 9 pages, 3 tables, 2 illustrations. – References, 5 titles.

Using spent control rods with europium absorber of the BN600 reactor as gamma sources, the Beloyarsk NPP together with the Obninsk branch of the Physical-Chemical Research Centre named after L.Ya. Karpov has designed and manufactured the process radiation facility «Polymer» and successfully operated it for 18 years. This paper presents main characteristics of the facility and summarizes the technical-organizational and economic issues of ensuring its safe operation.

НАШИ АВТОРЫ

Анишев Е.Ю. – к.т.н., главный специалист ОАО «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова» (ОАО «ОКБМ Африкантов»), г. Нижний Новгород.

Апсз В.А. – к.т.н., заведующий НИС, Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ». Тел. 323-92-42.

Асхадуллин Р.Ш. – к.т.н., начальник отдела 15 Государственного научного центра Российской Федерации – Физико-энергетического института (ГНЦ РФ-ФЭИ). Тел.: (48439) 8073.

Бахметьев А.М. – д.т.н., заместитель директора по науке, начальник научно-исследовательского испытательного комплекса ОАО «ОКБМ Африкантов». Область научных интересов: анализ надежности оборудования и систем, детерминистский вероятностный анализ безопасности и надежности ядерных энергетических установок. Тел. (831) 246-94-77, e-mail: alexbakh@okbm.nnov.ru.

Блохин А.И. – к.ф.-м.н., старший научный сотрудник, руководитель лаборатории ГНЦ РФ-ФЭИ. E-mail: blokhin@ippe.ru.

Болтоев Ю.Д. – заместитель начальника отдела ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: разработка и эксплуатация ядерных энергетических транспортных установок и АЭС с реакторами типа БН, создание технологий по обращению с радиоактивными отходами.

Большухин М.А. – к.т.н., начальник отделения научно-технического обоснования проектов ОАО «ОКБМ Африкантов». Область научных интересов: теплогидравлические процессы в ЯЭУ, исследования пространственных течений неизотермических потоков. Тел. (831) 246-98-12, e-mail: alymov@okbm.nnov.ru.

Борисевич В.Д. – д.ф.-м.н., профессор, Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ». Тел. 323-90-45.

Былкин Б.К. – д.т.н., профессор, Начальник отдела Института ядерных реакторов НИЦ «Курчатовский институт». Тел.: 8-499-196-72-05.

Глебов В.Б. – к.т.н., старший научный сотрудник, Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ». Тел. 323-92-42.

Горбунов В.С. – к.т.н., ведущий инженер-конструктор ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород.

Дмитриев С.М. – д.т.н., профессор, ректор Нижегородского государственного технического университета им. Р.Е. Алексеева, заведующий кафедрой атомных тепловых станций и медицинской инженерии.

Дудников А.А. – с.н.с., старший научный сотрудник, Российский научный центр «Курчатовский институт». Тел. 8-499-196-7016.

Иванов Е.А. – к.ф.-м.н., начальник лаборатории, Российский научный центр «Курчатовский институт». Тел. 8-499-196-7016.

Иванов К.Д. – д.т.н., ведущий научный сотрудник лаборатории 100 ГНЦ РФ-ФЭИ. Тел.: (48439) 94277.

Камнев М.А. – к.т.н., инженер-испытатель бюро теплообменного оборудования научно-исследовательского испытательного комплекса ОАО «ОКБМ Африкантов». Область научных интересов: процессы теплообмена, теплогидравлика контуров охлаждения пассивных систем теплоотвода, средства измерений. Тел. (831) 246-95-54, e-mail: kamnev_nnov@mail.ru.

Коновалов Э.Е. – к.х.н., ведущий научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: обращение с радиоактивными отходами, технология жидкометаллических теплоносителей.

Крючков Э.Ф. – к.т.н., доцент Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ». E-mail: efk@mephi.ru.

Куликов Г.Г. – к.ф.-м.н., с.н.с. Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ». E-mail: kulikovgg@ramler.ru.

Куликов Е.Г. – к.т.н., ассистент Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ». E-mail: zhenay2002@mail.ru.

Лазаренко Г.Э. – к.т.н., начальник бюро ГНЦ РФ-ФЭИ.

Лазаренко Д.Г. – к.ф.-м.н., старший преподаватель кафедры перспективных методов получения и преобразования энергии ИАТЭ НИЯУ МИФИ.

Мартынов П.Н. – д.т.н., заместитель генерального директора ГНЦ РФ-ФЭИ, директор Института инновационных технологий (ИИТ).

Мишевец Т.О. – к.т.н., старший научный сотрудник ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: обращение с жидкими радиоактивными отходами разного уровня удельной активности.

Невиница В.А. – к.т.н., ученый секретарь института ядерных реакторов, Российский научный центр «Курчатовский институт». Тел. 8-499-196-7016.

Никонов Б.С. – ведущий инженер-исследователь лаборатории радиогеологии Института геологии рудных месторождений, петрографии, минералогии и геохимии РАН. Область научных интересов: изучение матриц для иммобилизации долгоживущих радионуклидов.

Носов Ю.В. – главный инженер Белоярской АЭС.

Овчаренко М.К. – заведующий лабораторией ГНЦ РФ-ФЭИ.

Оглезнев В.И. – начальник участка Белоярской АЭС.

Осипов С.Л. – к.т.н., начальник отдела ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород.

Пономарев-Степной Н.Н. – академик, Почетный вице-президент РНЦ «Курчатовский институт», Российский научный центр «Курчатовский институт». Тел. 8-499-196-7016.

Пышко А.П. – к.т.н., начальник отдела ГНЦ РФ-ФЭИ.

Садовничий Р.П. – младший научный сотрудник лаборатории 100 ГНЦ РФ-ФЭИ.

Смирнов А.Ю. – аспирант, Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ». Тел. 323-90-45.

Стороженко А.Н. – к.т.н., начальник лаборатории 100 ГНЦ РФ-ФЭИ.

Сулаберидзе Г.А. – к.ф.-м.н., доцент, Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ». Тел. 323-90-45.

Тихоновский В.Л. – к.т.н., Директор департамента ЗАО «НЕОЛАНТ». Тел. 8-499-999-00-00 (доб. 150).

Фомин А.С. – младший научный сотрудник лаборатории 100 ГНЦ РФ-ФЭИ.

Хизбуллин А.М. – заместитель начальника отдела расчетов гидравлических и теплотехнических процессов ОАО «ОКБМ Африкантов». Область научных интересов – процессы тепломассообмена, теплогидравлика контуров охлаждения пассивных систем теплоотвода. Тел. (831) 275-25-71, e-mail: alymov@okbm.nnov.ru.

Хорасанов Г.Л. – к.ф.-м.н., старший научный сотрудник, ведущий инженер ГНЦ РФ-Физико-энергетического института им. А.И. Лейпунского. E-mail: khorasan@ippe.ru, Тел.: 8-48439-98505.

Чернов И.А. – инженер-исследователь Белоярской АЭС.

Чернов М.Е. – к.т.н., ведущий научный сотрудник лаборатории 100 ГНЦ РФ-ФЭИ. Тел. (48439) 94277.

Шелеметьев В.М. – научный сотрудник лаборатории 100 ГНЦ РФ-ФЭИ.

Шмелев А.Н. – д.т.н., профессор Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ». E-mail: shmelan@mail.ru.

Шулепов С.С. – аспирант очной формы обучения ГНЦ РФ-ФЭИ. Область научных интересов: разработка, получение и изучение матриц для иммобилизации радионуклидов.

Юдинцев С.В. – доктор геолого-минералогических наук, ведущий научный сотрудник лаборатории радиогеологии Института геологии рудных месторождений, петрографии, минералогии и геохимии РАН. Область научных интересов: геохимические аспекты проблемы безопасного захоронения радиоактивных отходов, разработка и изучение матриц для иммобилизации долгоживущих радионуклидов.

Ярыгин В.И. – д.т.н., зам. директора ИЯФПЭ ГНЦ РФ-ФЭИ.

OUR AUTHORS

Anishev Ye.Yu. – Cand. Sci. (Engineering), Chief Specialist of the Joint Stock Company «Afrikantov Experimental Design Bureau for Mechanical Engineering» (JSC «Afrikantov OKBM»), Nizhny Novgorod. Phone: 8-(831) 246-96-41.

Apse V.A. – Cand. Sci. (Engineering), Head of research section, National Research Nuclear University «MEPhI». Phone: 323-92-42.

Askhadullin R.Sh. – Cand. Sci. (Engineering), head of 15th department of the State Scientific Center of Russian Federation – Institute of Physics and Power Engineering (SSC RF-IPPE). Phone: (48439) 8073.

Bakhmetyev A.M. – Dr. Sci. (Engineering), Deputy Director for Science, Head of Scientific Research and Testing Complex in JSC «Afrikantov OKBM». Scientific interests: reliability analysis of equipment and systems, deterministic probability analysis of nuclear power plant safety and reliability. Phone: (831) 246-94-77, e-mail: alexbakh@okbm.nnov.ru.

Blokhin A.I. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), senior researcher, head of laboratory of SSC RF – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky. E-mail: blokhin@ippe.ru.

Bolshukhin M.A. – Cand. Sci. (Engineering), head of department for Scientific and Technical Substantiation of Designs in JSC «Afrikantov OKBM». Scientific interests: thermohydraulic processes in nuclear power plants, studies of 3D streaming of non-isothermic flows. Phone: (831) 246-98-12, e-mail: alymov@okbm.nnov.ru.

Boltoev Yu.D. – deputy head of department of the SSC RF-IPPE. Scientific interests: development and operation of transport nuclear power plants and NPP with BN-type reactors, the development of radioactive waste management technology.

Borisevich V.D. – Dr. Sci. (Phys.-Math.), Professor, National Research Nuclear University «MEPhI». Phone: 323-92-76.

Bylkin B.K. – Dr. Sci. (Engineering), Professor, chief of department of Institute of nuclear reactors Russian Research Center «Kurchatov institute». Phone: 8-499-196-72-05.

Chernov I.A. – researching engineer of the Beloyarsk NPP.

Chernov M.E. – Cand. Sci. (Engineering), leading researcher laboratory 100 of the SSC RF-IPPE. Phone: (48439) 94277.

Dmitriev S.M. – Dr. Sci. (Engineering), Professor, Rector of the Nizhny Novgorod State Technical University named by R.E.Alekseev, Head of the Department of Nuclear, Thermal Plants and Medical Engineering. Phone: 8-(831) 436-23-25.

Dudnikov A.A. – senior researcher, Russian Research Center «Kurchatov Institute». Phone: 8-499-196-7016.

Fomin A.S. – junior researcher, laboratory 100 of the SSC RF-IPPE.

Glebov V.B. – Cand. Sci. (Engineering), senior researcher, National Research Nuclear University «MEPhI». Phone: 323-92-42.

Gorbunov V.S. – Cand. Sci. (Engineering), leading design engineer of the JSC «Afrikantov OKBM», Nizhny Novgorod. Phone: 8-(831) 246-94-40.

Hizbullin A.M. – deputy head of department for Analyzing Hydraulic and Thermotechnical Processes in JSC «Afrikantov OKBM». Scientific interests: heat and mass exchange processes, thermohydraulics of cooling circuits in passive heat removal systems. Phone: (831) 275-25-71, e-mail: alymov@okbm.nnov.ru.

Ivanov E.A. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Head of laboratory, Russian Research Center «Kurchatov Institute». Phone: 8-499-196-7016.

Ivanov K.D. – Dr. Sci. (Engineering), leading researcher of the laboratory 100, SSC RF-IPPE. Phone: (48439) 94277.

Kamnev M.A. – Cand. Sci. (Engineering), testing engineer of the Design Group for Heat-Exchange Equipment in the JSC «Afrikantov OKBM» Scientific and Research Complex. Scientific interests: heat and mass exchange processes, thermohydraulics of cooling circuits in passive heat removal systems, measurement equipment. Phone: (831) 246-95-54, e-mail: kamnev_nnov@mail.ru.

Khorasanov G.L. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), senior researcher, leading engineer of SSC RF-Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky. E-mail: khorasan@ippe.ru, Phone: 8-48439-98505.

Konovlov E.E. – Cand. Sci. (Chemistry), leading researcher of the SSC RF-IPPE. Scientific interests: radioactive waste management, liquid metal coolant technology.

Kryuchkov E.F. – Cand. Sci. (Engineering), Associated Professor of the National research nuclear university «MEPhI». E-mail: efk@mephi.ru.

Kulikov E.G. – Cand. Sci. (Engineering), assistant of the National research nuclear university «MEPhI». E-mail: zhenay2002@mail.ru.

Kulikov G.G. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), senior researcher of the National research nuclear university «MEPhI». E-mail: kulikovgg@ramler.ru.

Lazarenko D.G. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Competitor of advanced methods of energy generation and conversion department of the INPE – NRNU MEPhI.

Lazarenko G.E. – Cand. Sci. (Engineering), Head of department of laboratory of the SSC RF-IPPE.

Martynov P.N. – Dr. Sci. (Engineering), Deputy Director General of the SSC RF-IPPE, Director of the Institute for Innovative Technologies, SSC RF-IPPE.

Mishevets T.O. – Cand. Sci. (Engineering), senior researcher of the SSC RF-IPPE. Scientific interests: management of liquid radioactive waste of different activity levels.

Nevinitsa V.A. – Cand. Sci. (Engineering), Scientific Secretary of Nuclear Reactors institute, Russian Research Center «Kurchatov Institute».

Nikonov B.S. – leading research engineer of the radiogeology laboratory in the Institute of Geology of Ore Deposits, Petrography, Mineralogy, and Geochemistry, Russian Academy of Sciences. Scientific interests: study of matrixes for immobilization of long-lived radionuclides.

Nosov Yu.V. – chief engineer of the Beloyarsk NPP.

Ogleznev V.I. – section head of the Beloyarsk NPP.

Osipov S.L. – Cand. Sci. (Engineering), chief of a department of the JSC «Afrikantov OKBM», Nizhny Novgorod. Phone: 8-(831) 246-94-31.

Ovcharenko M.K. – Head of laboratory of the SSC RF-IPPE.

Ponomarev-Stepnoi N.N. – Dr. Sci. (Engineering), Academician, Honorary Vice-President of Russian Research Center «Kurchatov Institute».

Pyshko A.P. – Cand. Sci. (Engineering), Head of department of the SSC RF-IPPE.

Sadovnichy R.P. – junior researcher, laboratory 100 of the SSC RF-IPPE.

Shelemetev V.M. – researcher, laboratory 100 of the SSC RF-IPPE.

Shmelev A.N. – Dr. Sci. (Engineering), Professor of the National research nuclear university «MEPhI». E-mail: shmelan@mail.ru.

Shulepov S.S. – full-time postgraduate student of the SSC RF-IPPE. Scientific interests: development, production and study of matrixes for immobilization of radionuclides.

Smirnov A.Yu. – post-graduate student, National Research Nuclear University «MEPhI». Phone: (495)323-92-76.

Storozhenko A.N. – Cand. Sci. (Engineering), head of laboratory 100 of the SSC RF-IPPE.

Sulaberidze G.A. – Cand. Sci. (Phys.-Math.), Associate Professor, National Research Nuclear University «MEPhI». Phone: (495)323-90-45.

Tikhonovsky V.L. – Cand. Sci. (Engineering), director of department ZAO «NEOLANT». Phone: 8-499-999-00-00 (add. 150).

Yarygin V.I. – Dr. Sci. (Engineering), Deputy Director of INFPE of the SSC RF-IPPE.

Yudintsev S.V. – doctor of geological-mineralogical sciences, leading researcher of the radiogeology laboratory in the Institute of Geology of Ore Deposits, Petrography, Mineralogy, and Geochemistry, Russian Academy of Sciences. Scientific interests: geochemical aspects of problems of safe radioactive waste disposal, the development and study of matrixes for immobilization of long-lived radionuclides.

ПЕРЕЧЕНЬ СТАТЕЙ, ОПУБЛИКОВАННЫХ В ЖУРНАЛЕ В 2011 г.

I. ТЕМАТИЧЕСКИЙ УКАЗАТЕЛЬ

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

<i>В.М. Поплавский</i> Состояние и тенденции развития технологии быстрых реакторов	1
<i>Н.Н. Ошканов</i> Разработка проекта энергоблока с реактором большой мощности на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (БН-К)	1
<i>В.А. Канке</i> О статусе ядерной энергетики как науки	3

ФИЗИКА И ТЕХНИКА РЕАКТОРОВ

<i>В.А. Желтышев, А.А. Лыжин, В.А. Шаманский</i> Дополнительный метод определения прогнозного положения компенсирующих рабочих органов реактора БН-600 Белоярской АЭС в критическом состоянии	1
<i>А.В. Моисеев, М.Ю. Семенов, Ю.С. Хомяков, В.А. Желтышев, В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков, А.А. Белов, Е.Ф. Селезнев, Б.А. Васильев, М.Р. Фаракин</i> Экспериментальное и расчетное обоснование баланса реактивности и распределения энерговыделения в активной зоне БН-600	1
<i>Е.Ф. Селезнев, А.А. Белов</i> Развитие расчетных программ сопровождения эксплуатации реакторов БН	1
<i>А.А. Андрианов, А.Ю. Конобеев, Ю.А. Коровин, И.С. Купцов, А.Ю. Станковский</i> Усовершенствованный программный комплекс CASCADEx 1.2 для расчета реакций глубокого расщепления	2
<i>В.А. Литицкий, Б.В. Куртин, В.А. Терешонок, В.А. Питилимов</i> Определение эффективностей отдельных органов регулирования СУЗ и величины асимметрии размножающих свойств активной зоны реактора блока № 3 Калининской АЭС	2
<i>П.А. Маслов</i> Электрогенерирующая система малой АЭС с использованием высокоэффективного низкотемпературного термоэмиссионного процесса	2
<i>В.А. Старков, Ю.Б. Чертков</i> Расчетная модель реактора СМ и результаты ее тестирования при определении выгорания топлива и распределения продуктов деления	2
<i>А.А. Перегудов, В.Н. Кощеев, Г.Н. Мантуров</i> Методика получения нейтронных групповых констант для материалов – смесей изотопов в системе БНАБ	2
<i>П.А. Алексеев</i> Поиск оптимальной схемы расположения ЭГК в активной зоне термоэмиссионного реактора-преобразователя космического назначения	2
<i>Т.Ю. Карпушкин</i> Расчет выгорания геометрически сложной системы с сильным поглощением методом вероятностей первых столкновений	3
<i>В.М. Котов, И.В. Прозорова</i> Вариант модернизации реактора ИВГ.1М с частичной заменой технологических каналов	3
<i>А.Д. Кротов, Г.Э. Лазаренко, М.К. Овчаренко, А.П. Пышко, А.В. Сонько, В.И. Ярыгин, Д.Г. Лазаренко</i> Автономная термоэмиссионная ядерная энергетическая установка для морских газо- и нефтедобывающих платформ	3

<i>В.А. Старков, М.Н. Святкин, А.В. Клинов, А.П. Малков, В.Е. Федосеев, А.Л. Петелин, Ю.Б. Чертков</i>	
Испытания опытныхборок реактора СМ с повышенной загрузкой урана	3
<i>В.А. Цыканов, В.А. Старков, А.П. Малков, М.Н. Святкин, А.В. Клинов, А.Л. Петелин, Ю.А. Краснов, Ю.Б. Чертков</i>	
Результаты расчетно-экспериментального обоснования режимов и сопровождения массовых испытаний опытных ТВС реактора СМ с повышенной загрузкой урана	3
<i>А.М. Загребаев, В.А. Насонова</i>	
О пороге ксеноновых колебаний при неоднородной по высоте загрузке реактора	4
<i>Г.Л. Хорсанов, А.И. Блохин</i>	
Однотипные сечения деления плутония и младших актинидов в спектрах быстрого реактора, охлаждаемого свинцом-208 и свинцом-висмутом	4
<i>В.И. Ярыгин, Г.Э. Лазаренко, М.К. Овчаренко, А.П. Пышко, Д.Г. Лазаренко</i>	
Космическая ЯЭУ на основе реактора на быстрых нейтронах SAFE с низкотемпературными термоэмиссионными преобразователями	4

БЕЗОПАСНОСТЬ, НАДЕЖНОСТЬ И ДИАГНОСТИКА ЯЭУ

<i>В.А. Желтышев, В.А. Литицкий, И.П. Матвеевко</i>	
Использование импульсного канала контроля реактивности в целях эксплуатационного контроля характеристик активной зоны реактора БН-600 энергоблока № 3 Белоярской АЭС	1
<i>А.С. Жилкин, С.А. Гурьев, С.Л. Осипов, А.В. Саляев, В.А. Шаманский, А.Г. Цикунов</i>	
Локализация дефектных ТВС в активной зоне реактора БН-600 с помощью секторной системы КГО	1
<i>М.В. Куприенко, С.С. Сагалов, А.Н. Костюченко, Е.В. Кубасов</i>	
Автоматизированный комплекс для неразрушающих исследований облученных элементов реактора БН-600	1
<i>Ю.В. Носов, Г.Н. Цыганков, А.И. Бельтюков, П.П. Говоров, А.А. Кузнецов</i>	
Анализ динамики поступления водорода в натрий второго контура после замены модулей парогенераторов энергоблока БН-600	1
<i>В.Д. Рисованый, Е.П. Ключков, А.В. Захаров, В.В. Мальцев, А.И. Карпенко, В.И. Оглезнев, А.М. Тучков, И.А. Чернов</i>	
Опыт эксплуатации поглощающих элементов с европием в реакторе БН-600 и перспективы их дальнейшего использования в инновационных ядерных реакторах	1
<i>А.О. Скоморохов</i>	
Генетический алгоритм локализации ТВС с негерметичными твэлами в активной зоне реактора БН-600	1
<i>А.Н. Анохин, Н.В. Плешакова</i>	
Представление декларативных знаний, содержащихся в аварийных процедурах для АЭС	2
<i>А.В. Антонов, К.А. Белова, В.А. Чепурко</i>	
Статистический анализ данных об отказах оборудования АЭС с учетом неоднородности потока отказов	2
<i>В.В. Алексеев, Г.П. Сергеев, П.С. Козуб, В.В. Матюхин, А.П. Сорокин</i>	
Опытный образец прибора ИВА-М для контроля водорода в натриевом теплоносителе	3
<i>Р.Т. Исламов, А.А. Деревянкин, И.В. Жуков, М.А. Берберова, С.С. Дядюра, Ю.А. Мардашова, Р.Ш. Кальметьев</i>	
Оценка риска для атомных электростанций с реакторами типа РБМК	3
<i>В.М. Маркочев</i>	
Оценка предельного состояния поврежденногогиба трубопровода АЭС	3
<i>В.В. Сергеев, О.Ю. Кочнов, А.А. Казанцев</i>	
Расчетный анализ проектных течей в первом контуре реакторной установки ВВР-ц модернизированной компоновки (ИВВ.10М)	3

<i>П.Н. Мартынов, М.Е. Чернов, А.Н. Стороженко, В.М. Шелеметьев, Р.П. Садовничий</i> Системы контроля кислорода и водорода в газовых контурах и контайментах АЭС	4
<i>П.Н. Мартынов, М.Е. Чернов, А.Н. Стороженко, В.М. Шелеметьев, Р.П. Садовничий, А.С. Фомин</i> Система контроля горючих и взрывоопасных газов, на основе твердо-электролитных керамических чувствительных элементов	4

ЭКОЛОГИЯ ЭНЕРГЕТИКИ

<i>М.А. Дмитриева, А.И. Крышев, К.Д. Санина</i> Сравнительная оценка радиационного риска в районах расположения Нововоронежской, Балаковской и Ленинградской АЭС на основе данных мониторинга окружающей среды	2
<i>В.И. Усанов, В.С. Каграманян, Е.Н. Рачкова</i> Относительное воздействие энергоисточников на окружающую среду и экологические стимулы развития ядерной энергетики	2
<i>И.И. Крышев, А.И. Крышев</i> Сравнительная оценка дозы облучения гидробионтов от радиационных аварий на АЭС «Фукусима» и Чернобыльской АЭС	3
<i>А.С. Шилина, В.К. Милинчук, О.А. Ананьева</i> Извлечение радионуклидов из водных сред новым высоко термостойким алюмосиликатным сорбентом	3
<i>Э.Е. Коновалов, Т.О. Мишевец, С.В. Юдинцев, Б.С. Никонов, Ю.Д. Болтоев, С.С. Шулепов</i> СВС-иммобилизация высокоактивных отходов фракции Аp-Тс в металлокерамические матричные материалы	4
<i>Э.Е. Коновалов, Т.О. Мишевец, С.В. Юдинцев, Б.С. Никонов, Ю.Д. Болтоев</i> Иммобилизация отходов урана в стеклокристаллическую матрицу с использованием самораспространяющегося высокотемпературного синтеза	4
<i>И.В. Кочетков, В.С. Анисимов, И.А. Крикунов, М.В. Еремин</i> Влияние физико-химических свойств почв на биологическую доступность ⁶⁰ Со	4

АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

<i>М.В. Баканов, О.А. Потапов</i> 30-летний опыт промышленной эксплуатации реактора БН-600	1
<i>Л.А. Кочетков, В.М. Поплавский, М.Ф. Троянов</i> Из истории создания БН-600	1
<i>Б.А. Васильев, О.Ю. Виленский, В.Б. Кайдалов, Ю.Л. Каманин, Б.З. Марголин, А.Г. Гуленко</i> Разработка методологии и обоснование продления срока эксплуатации корпуса и незаменимых внутрикорпусных элементов реактора БН-600 до 45 лет	1
<i>Б.А. Васильев, А.В. Тимофеев, М.А. Любимов, В.В. Гладков, В.Б. Кайдалов</i> Обеспечение работоспособности заменяемого оборудования РУ при продлении срока эксплуатации энергоблока БН-600 до 45-ти лет	1
<i>О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин, В.И. Булатов, А.Г. Шастин</i> О проблеме снижения дозовых затрат персонала АЭС	1
<i>А.М. Завалишен, С.Л. Ким, В.В. Мальцев</i> Продление проектного срока службы энергоблока №3 Белоярской АЭС с реактором БН-600	1
<i>Д.Л. Зверев, Б.А. Васильев, В.Ю. Седаков, Н.Г. Кузавков</i> Освоение технологии быстрых натриевых реакторов. Создание РУ БН-800	2
<i>К.К. Крутиков, В.В. Рожков, В.Н. Иванов, Е.А. Перфильев</i> Моделирование агрегатов бесперебойного питания атомных электростанций	2
<i>В.А. Кутьков, В.В. Ткаченко</i> Радиационные аспекты аварий на атомных электростанциях	2

ТЕПЛОФИЗИКА И ТЕПЛОГИДРАВЛИКА

<i>А.В. Безносков, М.А. Антоненков, Т.А. Бокова, М.В. Ярмонов, К.А. Махов</i> Экспериментальное исследование гидродинамики дросселей в потоке	
--	--

свинцового теплоносителя и воды	2
<i>А.А. Казанцев, В.Р. Анисонян</i>	
Расчет сопряженного теплообмена в трубе CFD-методом	2

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

<i>В.М. Бардаков, Во Ньы Зан, Г.Н. Кичигин, Н.А. Строкин</i>	
Трехкомпонентное плазмооптическое разделение отработанного ядерного топлива	2
<i>А.В. Жуков, Ю.А. Кузина, В.И. Белозеров</i>	
Реакторы с тяжелым теплоносителем и некоторые теплогидравлические данные для них	3
<i>К.В. Карташов, Г.П. Богословская</i>	
Статистическая оценка максимальной температуры оболочек твэлов быстрого реактора, охлаждаемого водой сверхкритических параметров	3
<i>А.М. Бахметьев, М.А. Большухин, А.М. Хизбуллин, М.А. Камнев</i>	
Экспериментальные исследования теплоотдачи при конденсации пара из паровоздушной смеси на теплообменной поверхности системы снижения аварийного давления в защитной оболочке	4
<i>И.А. Чусов, А.С. Шелегов, В.И. Слободчук, В.Ф. Украинцев, А.Н. Яркин</i>	
Исследование возможности решения задач течения воды со сверхкритическими параметрами кодами ANSYS-CFX и STAR-CD	4
<i>Е.Ю. Анишев, В.С. Горбунов, С.М. Дмитриев, С.Л. Осипов</i>	
Исследования режимов расхолаживания реакторной установки типа БН	4

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

<i>Б.А. Васильев, Н.Г. Кузавков, О.В. Мишин, А.А. Радионичева, М.Р. Фаракин, Ю.К. Бибилашвили, Ю.А. Иванов, А.В. Медведев, Н.М. Митрофанова, А.В. Целищев, Л.М. Забудько, В.И. Матвеев, Ю.С. Хомяков, В.А. Черный</i>	
Опыт и перспективы модернизации активной зоны реактора БН-600	1
<i>Е.А. Кинев</i>	
Структура таблеточного оксидного топлива и его коррозионное воздействие на оболочку твэла реактора БН-600	1
<i>Г.Г. Куликов, Е.Г. Куликов, Э.Ф. Крючков, А.Н. Шмелев</i>	
Повышение глубины выгорания и защищенности топлива легководных реакторов при совместном введении в его состав ²³¹ Pa и ²³⁷ Np	4
<i>А.Ю. Смирнов, В.А. Апсэ, В.Д. Борисевич, В.Б. Глебов, Г.А. Сулаберидзе, А.Н. Шмелев, А.А. Дудников, Е.А. Иванов, В.А. Невиница, Н.Н. Пономарев-Степной</i>	
Введение регенерированного урана в состав топлива легководных реакторов как способ защиты от распространения	4

СНЯТИЕ АЭС С ЭКСПЛУАТАЦИИ

<i>В.Л. Тихоновский, Б.К. Былкин</i>	
Место и роль информационных технологий при выводе из эксплуатации энергоблоков АЭС	4

МАТЕРИАЛЫ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

<i>М.В. Баканов, В.В. Мальцев, Н.Н. Ошканов, В.В. Чуев</i>	
Основные результаты эксплуатации конструкционных материалов в активных зонах реактора БН-600	1
<i>М.В. Баканов, В.В. Мальцев, Н.Н. Ошканов, В.В. Чуев</i>	
Основные результаты контроля работоспособности твэлов с оболочками из аустенитных сталей нового поколения	1
<i>А.В. Козлов</i>	
Радиационные дефекты в аустенитных сталях при нейтронном облучении и их влияние на физико-механические свойства	1
<i>Н.М. Митрофанова, А.В. Целищев, В.С. Агеев, Ю.П. Буданов, А.Г. Иолтуховский, М.В. Леонтьева-Смирнова, Ф.Г. Решетников, Ю.К. Бибилашвили, И.А. Шкабура, Ю.А. Иванов</i>	
Конструкционные материалы для оболочек твэлов и чехлов ТВС	

реактора БН-600	1
<i>А.М. Мосин, М.В. Евсеев, И.А. Портных, Е.Н. Щербаков, В.С. Шихалев, Н.М. Митрофанова, А.В. Козлов</i>	
Изменение физико-механических свойств оболочек твэлов из сталей ЭК164 и ЧС68 после эксплуатации в реакторе БН-600 в течение четырех микрокомпаний	1
<i>И.А. Портных, А.В. Козлов</i>	
Сравнительные исследования пористости, сформировавшейся в материале оболочек твэлов из стали ЧС68, изготовленных по технологии ПНТЗ и усовершенствованной технологии МСЗ, после эксплуатации в реакторе БН-600	1
<i>В.Д. Рисованый, А.В. Захаров, Е.П. Клочков</i>	
Поглощающие материалы и стержни СУЗ инновационных ядерных реакторов	1
<i>В.Д. Рисованый, А.В. Захаров, Е.П. Клочков, В.Ф. Соколов, А.Г. Осипенко, В.В. Мальцев, А.И. Карпенко, Е.А. Козманов, А.М. Тучков, Б.А. Васильев, О.В. Мишин, Ю.К. Александров</i>	
Создание стержней АЗ реактора БН-600 на основе рефабрицированного карбида бора с ресурсом 745 эфф. суток	1
<i>М.В. Максимов, С.Н. Пельх, О.В. Маслов, В.Е. Баскаков</i>	
Оценка аксиального распределения параметра повреждения оболочки твэла ВВЭР-1000 при суточном маневрировании	2
<i>В.В. Чуев, К.В. Митюрев, И.И. Коновалов</i>	
Выявление факторов ускоренного накопления повреждений в оболочках твэлов, облученных в ректоре БН-600, неразрушающими методами контроля	2
<i>Б.А. Гурович, Е.А. Кулешова, О.О. Забусов, С.В. Федотова, К.Е. Приходько, А.С. Фролов, Д.А. Мальцев, М.А. Салтыков</i>	
Радиационно-индуцированные структурные эффекты, наблюдаемые в сталях корпусов реакторов ВВЭР-1000 в процессе эксплуатации, восстановительного отжига и повторного ускоренного облучения	3
<i>Р.Ш. Асхадуллин, К.Д. Иванов, В.М. Шелеметьев, Р.П. Садовничий</i>	
Оценка интенсивности процессов окисления конструкционных сталей первого контура ЯЭУ с тяжелыми теплоносителями	4
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ	
<i>В.В. Колесов, О.Ю. Кочнов, Ю.В. Волков, В.Ф. Украинцев, Р.И. Фомин</i>	
Создание прецизионной модели реактора ВВР-ц для последующей оптимизации его конструкции и наработки ⁹⁹ Mo и других радионуклидов ⁴	
ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МЕТОДОВ И СРЕДСТВ	
<i>Ю.В. Носов, В.И. Оглезнев, И.А. Чернов</i>	
Опыт создания и эксплуатации на Белоярской АЭС радиационно-технологической установки «ПОЛИМЕР» ⁴	
МЕТОДОЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ПРЕПОДАВАНИЯ. ПОДГОТОВКА ПЕРСОНАЛА	
<i>Е.А. Аврамова</i>	
Обучение профессионально-ориентированному иноязычному общению студентов ядерно-энергетических специальностей	2
<i>Ю.А. Коровин, А.В. Тихоненко</i>	
Современные компьютерные технологии в подготовке специалистов ядерно-энергетического профиля и научных исследованиях	2

CONTENTS of ISSUES of «YADERNAYA ENERGETICA» in 2011

CYRRENT PROBLEMS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

<i>V.M. Poplavsky</i> Status and Trends of the Fast Reactor Technology Development	1
<i>N.N. Oshkanov</i> Development of the Design of the Large Sodium-Cooled Fast Reactor Unit (BN-K)	1
<i>V.A. Kanke</i> On the Status of Nuclear Power Engineering as a Science	3

REACTOR PHYSICS AND TECHNOLOGY

<i>V.A. Zhyoltyshev, A.A. Lyzhin, V.A. Shamansky</i> Additional Method of Determination of the Predictive Position of the Shim Rods of the Beloyarsk NPP	1
<i>V.A. Zhyoltyshev, V.V. Maltsev, V.F. Roslyakov, A. V. Moiseev, M.Yu. Semyonov, Yu.S. Khomyakov, A.A. Belov, E.F. Seleznyov, B.A. Vasilev, M.R. Farakshin</i> Experimental and Computational Justification of the Reactivity Balance and Power Distribution in the BN-600 Core	1
<i>E.V. Seleznyov, A.A. Belov</i> Software Development in Support of the Fast Reactor Operation	1
<i>A.A. Andrianov, A.Yu. Konobeev, Yu.A. Korovin, I.S. Kuptsov, A.Yu. Stankovskiy</i> Modified CASCADeX 1.2 Software for Spallation Reaction Calculation	2
<i>V.A. Lititsky, B.V. Kutin, V.A. Tereshonok, V.A. Pitilimov</i> The Determination of Reactor Control and Safety System Regulating Units Efficiency and Active Zone Skewness of Kalinin NPP Third Unit	2
<i>P.A. Maslov</i> Electricity Generation System Small Nuclear Power Plant Using High Effective Low Temperature Thermionic Process	2
<i>V.A. Starkov, Y.B. Chertkov</i> The SM Reactor Calculation Model and Its Testing Results when Evaluating Fuel Burnup and Fission Products Distribution	2
<i>A.A. Peregudov, V.N. Kosheev, G.N. Manturov</i> The Technique of Calculation of Neutron Group Constants for Materials - Mixtures of Isotopes in the ABBN-System	2
<i>P.A. Alekseev</i> The Search an Optimal Locations Scheme for Thermionic Fuel Elements in the Core of Space Thermionic Conversion Reactor	2
<i>T.Yu. Karpushkin</i> Burnout Calculation in Complicated Geometry Region with Strong Absorption by First-flight Collision Probabilities Method	3
<i>V. Kotov, I. Prozorova</i> Option of IVG.1M Reactor Modernization with Partial Replacement of Process Channels	3
<i>A.D. Krotov, G.E. Lazarenko, M.K. Ovcharenko, A.P. Pyshko, A.V. Sonko, V.I. Yarygin, D.G. Lazarenko</i> Self-Contained Thermionic Nuclear Power Plant for Offshore Gas and Oil Production Platforms	3
<i>V.A. Starkov, M.N. Svyatkin, A.V. Klinov, A.P. Malkov, V.E. Fedoseev, A.L. Petelin, Yu.B. Chertkov</i> Tests of SM Reactor Experimental Fuel Assemblies with Increased Uranium Load	3

<i>V.A. Tsikanov, V.A. Starkov, A.P. Malkov, M.N. Svyatkin, A.V. Klinov, A.L. Petelin, Yu.A. Krasnov, Yu.B. Chertkov</i> Results of Calculated Experimental Justification of Support and Conditions of Mass Tests of SM Experimental Fuel Assemblies with Increased Uranium Load	3
<i>A.M. Zagrebayev, V.A. Nasonova</i> About the Xenon Oscillations Boundary in the Reactor with Nonhomogeneous Axial Load	4
<i>G.L. Khorasanov, A.I. Blokhin</i> One-group Fission Cross Sections for Plutonium and Minor Actinides in Neutron Spectra of Fast Reactor Cooled with Lead-208 or Lead-Bismuth	4
<i>V.I. Yarygin, G.E. Lazarenko, M.K. Ovcharenko, A.P. Pyshko, D.G. Lazarenko</i> Space Nuclear Power System Based on SAFE Fast Reactor with Low-temperature Thermionic Converters	4
SAFETY, RELIABILITY AND DIAGNOSTICS NPP	
<i>V.A. Zhyoltyshev, V.A. Lititsky, I.P. Matveenko</i> Utilization of the Reactivity Monitoring Counting Channel for In-Service Monitoring of Beloyarsk NPP Unit 3 BN-600 Reactor Core Characteristics	1
<i>A.S. Zhilkin, S.A. Gurev, S.L. Osipov, A.V. Salyaev, V.A. Shamansky, A.G. Tsikunov,</i> Location of the Failed Fuel Sub-Assemblies in the BN-600 Reactor Core using a Sector Failed Fuel Detection System	1
<i>M.V. Kuprienko, S.S. Sagalov, A.N. Kostyuchenko, E.V. Kubasov</i> Automated Complex for Nondestructive Examination of the Irradiated BN-600 Reactor Components	1
<i>Yu.V. Nosov, G.N. Tsygankov, A.I. Belyukov, P.P. Govorov, A.A. Kuznetsov</i> Analysis of the Dynamics of Hydrogen Ingress into Secondary Sodium after Replacement of the BN-600 Power Unit Steam Generator Stages	1
<i>V.D. Risovany, A.V. Zakharov, E.P. Klochkov, V.V. Maltsev, A.I. Karpenko, V.I. Ogleznev, A.M. Tuchkov, I.A. Chernov</i> Operating Experience from Europium Absorbers in the BN-600 Reactor and Perspectives of Their Further Utilization in the Innovation Nuclear Reactors	1
<i>A.O. Skomorokhov</i> Genetic Algorithm for the Localization of Defective Fuel Assemblies in the BN-600 Reactor Core	1
<i>A.N. Anokhin, N.V. Pleshakova</i> Representation of the Declarative Knowledge Acquired from NPP Emergency Procedures	2
<i>A.V. Antonov, K.A. Belova, V.A. Chepurko</i> Statistical Analysis of Failure Data of Nuclear Power Plant Equipment in Non-Homogeneous Failure Flow	2
<i>V.V. Alekseev, G.P. Sergeev, P.S. Kozub, V.V. Matyukhin, A.P. Sorokin</i> Experimental Sample of IVA-M Device for Monitoring of Hydrogen in Sodium Coolant	3
<i>R.T. Islamov, A.A. Derevyankin, I.V. Zhukov, M.A. Berberova, S.S. Dyadyura, Ju.A. Mardashova, R.Sh. Kalmetiev</i> Risk Assessment for NPPs with RBMK Reactors	3
<i>V.M. Markochev</i> Limiting State Estimation of Damaged Pipe Bend Nuclear Power Plant	4
<i>V.V. Sergeev, O.Uy. Kochnov, A. A. Kazantsev</i> Calculation Analysis of Maximal Design Leaks in Primary Circuit of VVR-c Reactor (IBB.10M) after Design Modernization	3
<i>P.N. Martynov, M.E. Chernov, A.N. Storozhenko, V.M. Shelemetev, R.P. Sadovnichy</i> Oxygen and Hydrogen Control Systems Used in Gas Circuits and NPP Containment Vessels	4
<i>P.N. Martynov, M.E. Chernov, A.N. Storozhenko, V.M. Shelemetev, R.P. Sadovnichy, A.S. Fomin</i> The Combustible and Explosive Gases Control System Based on Solid-electrolyte Ceramic Sensors	4

ENVIRONMENTAL ASPECTS OF POWER ENGINEERING

<i>M.A. Dmitrieva, A.I. Kryshev, K.D. Sanina</i> Comparative assesment of radiation risk in regions of the location of Novovoronezh, Balakovo and Leningrad	2
<i>V.I. Usanov, V.S. Kagramanayan, E.N. Rachkova</i> Comparative Environmental Impacts of Energy Generating Technologies and Ecological Incentives for the Nuclear Power Development	2
<i>I.I. Kryshev, A.I. Kryshev</i> Comparative Estimation of Radiation Dose for Aquatic Biota from Radiation Accidents in the Area of Fukushima and Chernobyl NPP	3
<i>A.S. Shilina, V.K. Milinchuk, O.A. Ananieva</i> Extraction of Radionuclides from the Water with New High Temperature Resistant Aluminosilicate Adsorbents	3
<i>E.E. Kononov, T.O. Mishevets, S.V. Yudinsev, B.S. Nikonov, Yu.D. Boltoev, S.S. Shulepov</i> SHS-Immobilization of High-Level Waste of An-Tc Fraction into Ceramic-Metal Matrix Materials	4
<i>E.E. Kononov, T.O. Mishevets, S.V. Yudinsev, B.S. Nikonov, Yu.D. Boltoev</i> Immobilization of Uranium Wastes into Glass-Crystal Matrix Using the Self-Propagating High Temperature Synthesis	4
<i>I.V. Kochetkov, V.S. Anisimov, I.A. Krikunov, M.V. Eremin</i> The Influence of Physico-Chemical Properties of Soils on the Bioavailability of ⁶⁰ Co	4

THERMAL PHYSICS AND HEATHYDRAULICS

<i>A.V. Beznosov, M.A. Antonenkov, T.A. Bokova, M.V. Iarmonov, K.A. Makhov</i> An Experimental Study of Throttles Hydrodynamics in the Mediums of Circulating Water and Lead Coolants	2
<i>A.A. Kazantsev, V.R. Anisovyan</i> Calculation of the Conjugated Heat Transfer in Pipe by CFD-Method	2
<i>A.V. Zukov, J.A. Kuzina, V.I. Blozerov</i> Reactors with Heavy Liquid-Metal Coolants and Some Thermohydraulic Data for them	3
<i>K.V. Kartashov, G.P. Bogoslovskaya</i> Statistical Estimation of Maximum Fuel-Element Cladding Temperature in Supercritical Water-Cooled Fast Reactor	3
<i>E.Yu. Anishev, V.S. Gorbunov, S.M. Dmitriev, S.L. Osipov</i> Studies of Shutdown BN Reactor Cooling-Down Modes	4
<i>A.M. Bakhmetyev, M.A. Bolshukhin, A.M. Hizbullin, M.A. Kamnev</i> Experimental Investigations of Heat Transfer for the Case with Steam Condensing from the Steam-Air Mixture on the Heat-Exchange Surface of the Containment Emergency Pressure Reduction System	4
<i>I.A. Chusov, A.S. Shelegov, V.I. Slobodchuk, V. Ukraintsev, A.N. Yarkin</i> Investigation of Supercritical Parameters Water Flow Problem by the ANSYS-CFX and Star-CD Codes	4

FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTES MANAGEMENT

<i>B.A. Vasilev, N.G. Kuzavkov, O.V. Mishin, A.A. Radionycheva, M.R. Farakshin, Yu.K. Bibilashvili, Yu.A. Ivanov, A.V. Medvedev, N.M. Mitrofanova, A.V. Tselishchev, L.M. Zabudko, V.I. Matveev, Yu.S. Khomyakov, V.A. Chyorny</i> Experience and Perspectives of the BN-600 Reactor Core Upgrade	1
<i>E.A. Kinev</i> Structure of the Pelletized Oxide Fuel and its Corrosive Action on the BN-600 Reactor Fuel Cladding	1
<i>V.M. Bardakov, Vo Nhu Dan, G.N. Kichigin, N.A. Strokin</i> Plasma-optical three-division Spent Nuclear Fuel	2
<i>G.G. Kulikov, E.G. Kulikov, E.F. Kryuchkov, A.N. Shmelev</i> Increase of Burn-up and Proliferation Protection of Light Water Reactors Fuel at Combined Introduction of ²³¹ Pa and ²³⁷ Np into its Composition	4

<i>A.Yu. Smirnov, V.A. Apse, V.D. Borisevich, G.A. Sulaberidze, A.N. Shmelev, A.A. Dudnikov, E.A. Ivanov, V.A. Nevinitsa, N.N. Ponomarev-Stepnoi</i> Introduction of Reprocessed Uranium into Fuel Composition of Light-Water Reactors as a Protective Measure Against Proliferation	4
---	---

NUCLEAR POWER PLANTS

<i>M.V. Bakanov, O.A. Potapov</i> 30-year Commercial Operating Experience from the BN-600 Reactor	1
<i>L.A. Kochetkov, V.M. Poplavsky, M.F. Troyanov</i> Facts from the BN-600 Development History	1
<i>B.A. Vasilev, O.Yu. Vilensky, V.B. Kaydalov, Yu.L. Kamanin, B.Z. Margolin, A.G. Gulenko</i> Development of the Methodology and Justification of the Extension of Lifetime of the Vessel and Irreplaceable in-vessel Components of the BN-600 Reactor to 45 Years	1
<i>B.A. Vasilev, A.V. Timofeev, M.A. Lyubimov, V.V. Gladkov, V.B. Kaydalov</i> Ensuring the Serviceability of the Replaceable Reactor Components while Extending the BN-600 Power Unit Lifetime up to 45 Years	1
<i>O.L. Tashlykov, S.E. Shcheklein, V.I. Bulatov, A.G. Shastin</i> Problem of the Lowering of the Nuclear Power Plant Personnel Exposure	1
<i>A.M. Zavalishen, S.L. Kim, V.V. Maltsev</i> Beloyarsk NPP BN-600 Reactor Unit 3 Lifetime Extension	1
<i>D.L. Zverev, B.A. Vasilev, V.Yu. Sedakov, N.G. Kuzavkov</i> Mastering of the fast sodium reactor technology. Construction of the BN-800 Reactor	2
<i>K.K. Krutikov, V.V. Rozhkov, V.N. Ivanov, E.A. Perfiliev</i> Modeling of Unit Power Supply of Nuclear Power Plant	2
<i>V.A. Kutkov, V.V. Tkachenko</i> Radiological Aspects of Nuclear Power Plant Accidents	2
<i>N.G. Kodochigov, S.M. Dmitriev, I.V. Drumov</i> Studies of Electromagnetic Suspension of Turbomachine's Rotor for Nuclear Power Plant with High Temperature	4

DECOMMISSIONING OF NPP

<i>V.L. Tikhonovsky, B.K. Bylkin</i> Place and Role of Information Technologies at Decommissioning of NPP Power Units	4
--	---

MATERIALS OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

<i>M.V. Bakanov, V.V. Maltsev, N.N. Oshkanov, V.V. Chuev</i> Main Results of Operation of the Structural Materials in the BN-600 Reactor Cores	1
<i>M.V. Bakanov, V.V. Maltsev, N.N. Oshkanov, V.V. Chuev</i> Main Results of Inspection of the Serviceability of the Fuel Pins Clad with the New Generation Austenitic Steels	1
<i>A.V. Kozlov</i> Radiation Flaws in Austenitic Steels Induced by Neutron Irradiation and their Effect on the Physical and Mechanical Properties	1
<i>N.M. Mitrofanova, A.V. Tselishchev, V.S. Ageev, Yu.P. Budanov, A.G. Ioltukhovsky, M.V. Leonteva-Smirnova, F.G. Reshetnikov, Yu. K. Bibilashvili, I.A. Shkabura, Yu.A. Ivanov</i> Structural Materials for Fuel Cladding and Sub-Assembly Wrappers of the BN-600 Reactor	1
<i>A.M. Mosin, M.V. Evseev, I.A. Portnykh, E.N. Shcherbakov, V.S. Shikhalev, A.V. Kozlov, N.M. Mitrofanova</i> Change in the Physical-Mechanical Properties of the Fuel Cladding Made of the EK-164 and ChS-68 Steels after Their Operation in the BN-600 Reactor after Four Cycles	1
<i>I.A. Portnykh, A.V. Kozlov</i> Comparative Studies of the Porosity Formed in the Material of the Fuel Cladding Made of ChS68 steel and Manufactured following the Pervouralsk Novotrubny Works Technology and Advanced Machine-building Works Technology after Operation in the BN-600 Reactor	1

<i>V.D. Risovany, A.V. Zakharov, E.P. Klochkov</i> Absorbing Materials and Control Rods of the Innovation Nuclear Reactors	1
<i>V.D. Risovany, A.V. Zakharov, E.P. Klochkov, V.V. Maltsev, A.I. Karpenko, E.A. Kozmanov, A.M. Tuchkov, B.A. Vasilev, O.V. Mishin, Yu.K. Alexandrov</i> Development of the BN-600 Reactor Safety Rods based on Refabricated Boron Carbide with a Lifetime of 745 efpd	1
<i>M.V. Maksimov, S.N. Pelykh, O.V. Maslov</i> Estimation of the WWER-1000 Fuel Element Cladding Damage Parameter Axial Distribution at Day Cycle Power Maneuvering	2
<i>V.V. Chuev, K.V. Mityurev, I.I. Kononov</i> Revealing of Factors of the Accelerated Accumulation of Damages in Fuel Pin Cladding Irradiated in Reactor BN-600 a Nondestructive Quality Monitoring	2
<i>B.A. Gurovich, E.A. Kuleshova, O.O. Zabusov, S.V. Fedotova, K.E. Prikhodko, A.S. Frolov, D.A. Maltsev, M.A. Saltykov</i> Radiation-Induced Structural Effects Observing in VVER-1000 RPV Steels under Operation, Recovery Annealing and Accelerated Re-Irradiation	3
<i>R.Sh. Askhadullin, K.D. Ivanov, V.M. Shelemetev, R.P. Sadovnichy</i> Estimation of Intensity of Consumption of Oxygen Constructional Steels of Primary Coolant Circuit Power Reactor Facility with Heavy Heat-Carriers	4
SIMULATION OF THE PROCESS PERFORMANCE IN NUCLEAR POWER FACILITIES	
<i>M.V. Kascheev, Yu.I. Zagorulko</i> Temperature Distribution in a Ball Placed in Well Mixed Liquid	2
<i>V.V. Kolesov, O.Yu. Kochnov, Yu.V. Volkov, V.F. Ukraintsev, R.I. Fomin</i> Creation of the WWR-c Reactor Precision Model for Its Construction Optimisation and Following Optimisation of the ⁹⁹ Mo and Other Radioisotope Productivity	4
APPLICATION OF NUCLEAR METHODS AND MEANS	
<i>Yu.V. Nosov, V.I. Ogleznev, I.A. Chernov</i> Experience of development and operation of the process radiation facility «Polymer» at the Beloyarsk NPP	4
PERSONNEL TRAINING	
<i>E.A. Avramova</i> Professionally-Oriented ESL Instruction for Nuclear Engineering Students at INPE NNRU MEPHI	2
<i>Ju.A. Korovin, A.V. Tikhonenko</i> State-of-the-Art Computer Technologies Used to Train Nuclear Specialists and to Conduct Research	2

II. АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ

Аврамова Е.А.	2	Забусов О.О.	3
Агеев В.С.	1	Завалишен А.М.	1
Александров Ю.К.	1	Загребаев А.М.	4
Алексеев В.В.	3	Захаров А.В.	1
Алексеев П.А.	2	Зверев Д.Л.	2
Ананьева О.А.	3	Иванов В.Н.	2
Андреанов А.А.	2	Иванов Е.А.	4
Анисимов В.С.	4	Иванов К.Д.	4
Анисонян В.Р.	2	Иванов Ю.А.	1
Анишев Е.Ю.	4	Иолтуховский А.Г.	1
Анохин А.Н.	2	Исламов Р.Т.	3
Антоненков М.А.	2	Каграманян В.С.	2
Антонов А.В.	2	Казанцев А.А.	2, 3
Апсэ В.А.	4	Кайдалов В.Б.	1
Асхадуллин Р.Ш.	4	Кальметьев Р.Ш.	3
Баканов М.В.	1	Каманин Ю.Л.	1
Бардаков В.М.	2	Камнев М.А.	4
Баскаков В.Е.	2	Канке В.А.	3
Бахметьев А.М.	4	Карпенко А.И.	1
Безносков А.В.	2	Карпушкин Т.Ю.	3
Белов А.А.	1	Карташов К.В.	3
Белова К.А.	2	Ким С.Л.	1
Белозеров В.И.	3	Кинев Е.А.	1
Бельтюков А.И.	1	Кичигин Г.Н.	2
Берберова М.А.	3	Клинов А.В.	3
Бибилашвили Ю.К.	1	Клочков Е.П.	1
Блохин А.И.	4	Кодочигов Н.Г.	4
Богословская Г.П.	3	Козлов А.В.	1
Бокова Т.А.	2	Козманов Е.А.	1
Болтоев Ю.Д.	4	Козуб П.С.	3
Большухин М.А.	4	Колесов В.В.	4
Борисевич В.Д.	4	Конобеев А.Ю.	2
Буданов Ю.П.	1	Коновалов И.И.	2
Булатов В.И.	1	Коновалов Э.Е.	4
Былкин Б.К.	4	Коровин Ю.А.	2
Васильев Б.А.	1, 2	Костюченко А.Н.	1
Виленский О.Ю.	1	Котов В.М.	3
Во Ныи Зан.	2	Кочетков Л.А.	1
Волков Ю.В.	4	Кочнов О.Ю.	3, 4
Гладков В.В.	1	Кошчев В.Н.	2
Глебов В.Б.	4	Краснов Ю.А.	3
Говоров П.П.	1	Крикунов И.А.	4
Горбунов В.С.	4	Кротов А.Д.	3
Гуленко А.Г.	1	Крутиков К.К.	2
Гурович Б.А.	3	Крышев А.И.	2, 3
Гурьев С.А.	1	Крышев И.И.	3
Деревянкин А.А.	3	Крючков Э.Ф.	4
Дмитриев С.М.	4	Кубасов Е.В.	1
Дмитриева М.А.	2	Кузавков Н.Г.	1, 2
Друмов И.В.	4	Кузина Ю.А.	3
Дудников А.А.	4	Кузнецов А.А.	1
Дядюра С.С.	3	Кулешова Е.А.	3
Евсеев М.В.	1	Куликов Г.Г.	4
Еремин М.В.	4	Куликов Е.Г.	4
Желтышев В.А.	1	Куприенко М.В.	1
Жилкин А.С.	1	Купцов И.С.	2
Жуков А.В.	3	Кутин Б.В.	2
Жуков И.В.	3	Кутьков В.А.	2
Забудько Л.М.	1	Лазаренко Г.Э.	3, 4

Лазаренко Д.Г.	3, 4	Седаков В.Ю.	2
Леонтьева-Смирнова М.В.	1	Селезнев Е.Ф.	1
Литицкий В.А. 1	2	Семенов М.Ю.	1
Лыжин А.А.	1	Сергеев В.В.	3
Любимов М.А.	1	Сергеев Г.П.	3
Максимов М.В.	2	Скоморохов А.О.	1
Малков А.П.	3	Слободчук В.И.	4
Мальцев В.В.	1	Смирнов А.Ю.	4
Мальцев Д.А.	3	Соколов В.Ф.	1
Мантуров Г.Н.	2	Сонько А.В.	3
Марголин Б.З.	1	Сорокин А.П.	3
Мардашова Ю.А.	3	Станковский А.Ю.	2
Маркочев В.М.	3	Старков В.А.	2, 3
Мартынов П.Н.	4	Стороженко А.Н.	4
Маслов О.В.	2	Строкин Н.А.	2
Маслов П.А.	2	Сулаберидзе Г.А.	4
Матвеев В.И.	1	Ташлыков О.Л.	1
Матвеев И.П.	1	Терешонок В.А.	2
Матюхин В.В.	3	Тимофеев А.В.	1
Махов К.А.	2	Тихоненко А.В.	2
Медведев А.В.	1	Тихоновский В.Л.	4
Милинчук В.К.	3	Ткаченко В.В.	2
Митрофанова Н.М.	1	Троянов М.Ф.	1
Митюрев К.В.	2	Тучков А.М.	1
Мишевец Т.О.	4	Украинцев В.Ф.	4
Мишин О.В.	1	Усанов В.И.	2
Моисеев А.В.	1	Фаракшин М.Р.	1
Мосин А.М.	1	Федосеев В.Е.	3
Насонова В.А.	4	Федотова С.В.	3
Невиница В.А.	4	Фомин А.С.	4
Никонов Б.С.	4	Фомин Р.И.	4
Носов Ю.В.	1, 4	Фролов А.С.	3
Овчаренко М.К.	3	Хизбуллин А.М.	4
Оглезнев В.И.	1, 4	Хомяков Ю.С.	1
Осипенко А.Г.	1	Хорасанов Г.Л.	4
Осипов С.Л.	1, 4	Целищев А.В.	1
Ошканов Н.Н.	1	Цикунов А.Г.	1
Пельх С.Н.	2	Цыганков Г.Н.	1
Перегулов А.А.	2	Цыканов В.А.	3
Перфильев Е.А.	2	Чепурко В.А.	2
Петелин А.Л.	3	Чернов И.А.	1, 4
Питилимов В.А.	2	Чернов М.Е.	4
Плешакова Н.В.	2	Черный В.А.	1
Пономарев-Степной Н.Н.	4	Чертков Ю.Б.	2, 3
Поплавский В.М.	1	Чуев В.В.	1, 2
Портных И.А.	1	Чусов И.А.	4
Потапов О.А.	1	Шаманский В.А.	1
Приходько К.Е.	3	Шастин А.Г.	1
Прозорова И.В.	3	Шелегов А.С.	4
Пышко А.П.	3, 4	Шелеметьев В.М.	4
Радионыхева А.А.	1	Шилина А.С.	3
Рачкова Е.Н.	2	Шихалев В.С.	1
Решетников Ф.Г.	1	Шкабура И.А.	1
Рисованный В.Д.	1	Шмелев А.Н.	4
Рожков В.В.	2	Шулепов С.С.	4
Росляков В.Ф.	1	Кочетков И.В.	4
Сагалов С.С.	1	Щеклеин С.Е.	1
Садовничий Р.П.	4	Щербаков Е.Н.	1
Салтыков М.А.	3	Юдинцев С.В.	4
Салеев А.В.	1	Яркин А.Н.	4
Санина К.Д.	2	Ярмонов М.В.	2
Святкин М.Н.	3	Ярыгин В.И.	3, 4

II. AUTHOR INDEX

Ageev V.S.	1	Gulenko A.G.	1
Alekseev P.A.	2	Gurev S.A.	1
Alekseev V.V.	3	Gurovich B.A.	3
Alexandrov Yu.K.	1	Hizbullin A.M.	4
Ananieva O.A.	3	Iarmonov M.V.	2
Andrianov A.A.	2	Ioltukhovskiy A.G.	1
Anishev E.Yu.	4	Islamov R.T.	3
Anisimov V.S.	4	Ivanov E.A.	4
Anisonyan V.R.	2	Ivanov K.D.	4
Anokhin A.N.	2	Ivanov V.N.	2
Antonенkov M.A.	2	Ivanov Yu.A.	1
Antonov A.V.	2	Kagramanayan V.S.	2
Apse V.A.	4	Kalmetiev R.Sh.	3
Askhadullin R.Sh.	4	Kamanin Yu.L.	1
Avramova E.A.	2	Kamnev M.A.	4
Bakanov M.V.	1	Kanke V.A.	3
Bakhmeteyev A.M.	4	Karpenko A.I.	1
Bardakov V.M.	2	Karpushkin T.Yu.	3
Beltyukov A.I.	1	Kartashov K.V.	3
Belov A.A.	1	Kascheev M.V.	2
Belova K.A.	2	Kaydalov V.B.	1
Berberova M.A.	3	Kazantsev A.A.	2, 3
Beznosov A.V.	2	Khomyakov Yu.S.	1
Bibilashvili Yu.K.	1	Khorasanov G.L.	4
Blokhin A.I.	4	Kichigin G.N.	2
Blozerov V.I.	3	Kim S.L.	1
Bogoslovskaya G.P.	3	Kinev E.A.	1
Bokova T.A.	2	Klinov A.V.	3
Bolshukhin M.A.	4	Klochkov E.P.	1
Boltoev Yu.D.	4	Kochetkov I.V.	4
Borisevich V.D.	4	Kochetkov L.A.	1
Budanov Yu.P.	1	Kochnov O.Yu.	3, 4
Bulatov V.I.	1	Kodochigov N.G.	4
Bylkin B.K.	4	Kolesov V.V.	4
Chepurko V.A.	2	Konobeev A.Yu.	2
Chernov I.A.	1, 4	Konovalov E.E.	4
Chernov M.E.	4	Konovalov I.I.	2
Chertkov Y.B.	2	Korovin Yu.A.	2
Chertkov Yu.B.	3	Kosheev V.N.	2
Chuev V.V.	1, 2	Kostyuchenko A.N.	1
Chyorny V.A.	1	Kotov V.	3
Derevyankin A.A.	3	Kozlov A.V.	1
Dmitriev S.M.	4	Kozmanov E.A.	1
Dmitrieva M.A.	2	Kozub P.S.	3
Drumov I.V.	4	Krasnov Yu.A.	3
Dudnikov A.A.	4	Krikunov I.A.	4
Dyadyura S.S.	3	Krotov A.D.	3
Eremin M.V.	4	Krutikov K.K.	2
Evseev M.V.	1	Kryshev A.I.	2, 3
Farakshin M.R.	1	Kryshev I.I.	3
Fedoseev V.E.	3	Kryuchkov E.F.	4
Fedotova S.V.	3	Kubasov E.V.	1
Fomin R.I.	4	Kuleshova E.A.	3
Fomin A.S.	4	Kulikov E.G.	4
Frolov A.S.	3	Kulikov G.G.	4
Gladkov V.V.	1	Kuprienko M.V.	1
Gorbunov V.S.	4	Kuptsov I.S.	2
Govorov P.P.	1	Kutkov V.A.	2
		Kutin B.V.	2

Kuzavkov N.G.	1, 2	Saltykov M.A.	3
Kuzina J.A.	3	Salyaev A.V.	1
Kuznetsov A.A.	1	Sanina K.D.	2
Lazarenko D.G.	3, 4	Sedakov V.Yu.	2
Lazarenko G.E.	3, 4	Seleznyov E.F.	1
Leonteva-Smirnova M.V.	1	Seleznyov E.V.	1
Lititsky V.A.	1, 2	Semyonov M.Yu.	1
Lyubimov M.A.	1	Sergeev G.P.	3
Lyzhin A.A.	1	Shamansky V.A.	1
Maksimov M.V.	2	Shastin A.G.	1
Mal'tsev V.V.	1	Shcheklein S.E.	1
Malkov A.P.	3	Shcherbakov E.N.	1
Maltsev D.A.	3	Shelegov A.S.	4
Manturov G.N.	2	Shelemetev V.M.	4
Mardashova Ju.A.	3	Shikhalev V.S.	1
Margolin B.Z.	1	Shilina A.S.	3
Markochev V.M.	3	Shkabura I.A.	1
Sergeev V.V.	3	Shmelev A.N.	4
Martynov P.N.	4	Shulepov S.S.	4
Maslov O.V.	2	Skomorokhov A.O.	1
Maslov P.A.	2	Slobodchuk V.I.	4
Matveenko I.P.	1	Smirnov A.Yu.	4
Matveev V.I.	1	Sonko A.V.	3
Matyukhin V.V.	3	Sorokin A.P.	3
Makhov K.A.	2	Stankovskiy A.Yu.	2
Medvedev A.V.	1	Starkov V.A.	2, 3
Milinchuk V.K.	3	Storozhenko A.N.	4
Mishevets T.O.	4	Strokin N.A.	2
Mishin O.V.	1	Sulaberidze G.A.	4
Mitrofanova N.M.	1	Svyatkin M.N.	3
Mityurev K.V.	2	Tashlykov O.L.	1
Moiseev A.V.	1	Tereshonok V.A.	2
Mosin A.M.	1	Tikhonenko A.V.	2
Nasonova V.A.	4	Tikhonovsky V.L.	4
Nevinitsa V.A.	4	Timofeev A.V.	1
Nikonov B.S.	4	Tkachenko V.V.	2
Nosov Yu.V.	1, 4	Troyanov M.F.	1
Ogleznev V.I.	1, 4	Tselishchev A.V.	1
Oshkanov N.N.	1	Tsikanov V.A.	3
Osipov S.L.	1, 4	Tsikunov A.G.	1
Ovcharenko M.K.	3, 4	Tsygankov G.N.	1
Pelykh S.N.	2	Tuchkov A.M.	1
Peregudov A.A.	2	Ukrainitsev V.F.	4
Perfilyev E.A.	2	Usanov V.I.	2
Petelin A.L.	3	Vasilev B.A.	1, 2
Pitilimov V.A.	2	Vilensky O.Yu.	1
Pleshakova N.V.	2	Vo Nhu Dan.	2
Ponomarev-Stepnoi N.N.	4	Volkov Yu.V.	4
Poplavsky V.M.	1	Yarkin A.N.	4
Portnykh I.A.	1	Yarygin V.I.	3, 4
Potapov O.A.	1	Yudintsev S.V.	4
Prikhodko K.E.	3	Zabudko L.M.	1
Prozorova I.	3	Zabusov O.O.	3
Pyshko A.P.	3, 4	Zagorulko Yu.I.	2
Rachkova E.N.	2	Zagrebayev A.M.	4
Radionycheva A.A.	1	Zakharov A.V.	1
Reshetnikov F.G.	1	Zavalishen A.M.	1
Risovany V.D.	1	Zhilkin A.S.	1
Roslyakov V.F.	1	Zhukov I.V.	3
Rozhkov V.V.	2	Zhyoltyshev V.A.	1
Sadovnichy R.P.	4	Zukov A.V.	3
Sagalov S.S.	1	Zverev D.L.	2